

【取扱い厳重注意】

638

平成24年3月15日

聴取結果書

東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会事務局

局員

浅井雅司

平成24年3月15日、東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証のため、関係者から聴取した結果は、下記のとおりである。

記

第1 被聴取者、聴取日時、聴取場所、聴取者等

1 被聴取者

原子力安全・保安院原子力安全技術基盤課 原子力安全基準統括管理官
山形浩史

2 聴取日時

平成24年3月15日午前10時02分から同日午前11時24分まで

3 聴取場所

東京都千代田区霞が関1丁目3番1号
経済産業省別館5階面談室3

4 聴取者

小林一久、浅井雅司

5 ICレコーダーによる録音の有無等

あり

なし

第2 聴取内容

シビアアクシデント対策について
別紙のとおり

第3 特記事項

資料あり。総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会リスク情報活用検討会第1回（平成17年2月2日）資料2、及び「軽水型原子力発電所における『アクシデントマネジメント整備後確率論的安全評価』に関する評価報告書」（平成16年10月経済産業省原子力安全・保安院）。

以上

【取扱い厳重注意】

別紙

1 山形浩史氏の経歴等

- ・昭和 62 年 4 月に通商産業省に入省。
- ・平成 4 年 6 月から平成 6 年 6 月まで、資源エネルギー庁公益事業部原子力発電安全企画審査課企画班長を務めたが、安全規制をやったのは、この時期だけである。
- ・平成 18 年 6 月から、3 年間、国際原子力機関（IAEA）に行き、谷口氏と少し重なっていた。
- ・平成 23 年 3 月 29 日に原子力安全・保安院付となり、23 年 7 月に原子力安全技術基盤課原子力安全基準統括管理官、経済産業省福島第 1 原発事故対策室付、内閣官房内閣参事官（副長官補付）となって、現在に至る。

2 平成 4 年 7 月の公益事業部通達について

- ・公益事業部通達の 1 月程前の平成 4 年 6 月に、企画班長の野田隆司氏の後任として異動したが、話はほとんど終わっていた。自分の異動の直前に、課長は森信昭氏から大野栄一氏に代わっていた。総括班長の森山善範氏と、係長の前川之則氏は代わっていないと思う。
- ・実際、いろいろ（作業や調整を）されたのは、森課長と野田企画班長で、（私の着任時は）だいたい（通達は）出来上がっていて、私は最後の発出と、フォローアップをやった。
- ・間接に聞いた話では、森課長が実質的に前に進め、部長には相当、なぜこんなことをやるのかと言われるなど、相当厳しかったようであるが、私が着任した時は、あとはやるだけという状況であった。
- ・当時は、技術的には、日本では内の事象が精いっぱいという状況で、外的事象は研究というか、手もついていない状況だった。確かその時は、運転状態の確率論的安全評価（PSA）が、どうにか電力にやらせるような状況になってきて、次は停止中の状態について手をつけるという状況だった。停止時 PSA は、私が立ち上げをして（検討し、事業者に）やらせた。地震・津波という外的事象は、もっと、まだまだ先みたいなイメージだった。
- ・資料（リスク情報活用検討会第 1 回資料 2 の図 1）のように、アメリカで研究が始まって、内の事象の話は、日本では（アメリカの）4 年遅れで（事業者に）やりなさいよと言った。アメリカで外的事象をと言ったのは 1991（平成 3）年なので、今これ（図 1）を見ると、日本は全然追いついてなかったのかと思う。
- ・（当時、外的を今後どうすべきかという議論があったかについて）文章としては、（通達に）全然出てきておらず、記憶にない。
- ・外的事象の PSA と日本の耐震指針というのは、全然考え方が違うものなので、これ

【取扱い嚴重注意】

(耐震指針)があるから、(外的事象に対するアクシデントマネジメント (AM) が) 大丈夫という話ではない。日本の耐震指針の考え方は、断層を調べて、揺れの最大より丈夫なものを作りなさいというだけである。(一方で)地震 PSA では、地震の大きさが大きくなる程、(発生頻度の)確率は減るというハザードカーブで(考えて)、(揺れの)切れ目(最大)があるわけではなく、確率は小さいけれど、10万年、100万年、1,000万年に1回の大きな地震が起きるかもしれないという、確率で考えていくものであり、性格が違う。

- ・日本は地震学が進んでいるから、例えば1万年に1回ならこのレベル、10万年に1回ならこのレベルと、強さのものが来るというの(ハザードカーブ)が分かったとしても、その地震が来た時に、例えばポンプが震度5ならつぶれない、震度6なら半分壊れるなど、どの機械がどのような壊れ方をするのかを、全部きっちり確率を計算しないといけない。そもそも地震なんてそんなに起こらないアメリカでさえ、前の年(1991(平成3)年)にどうにかやりましょうかという話であって、日本だと、どういう強さの地震で、どういう確率で来るか(という所)から、ぎっちりやるというのは全然(まだという段階)で、まだまだ先という理解だったと思う。
- ・(地震 PSA という技術がない状況において、地震等に対する AM は取り得ることが出来るのかについて)全体としての、原子力の安全思想の話になるが、日本の深層防護は、①まず故障を起こさない、②次に故障が起こったとしても事故みたいなものにはならない、③事故が起こったとしても、炉心損傷を食い止めるという三段構えになっていて、それぞれが事故を起こさないために、注水系が二つある、三つあるということをしていた。今でもそうだが、当時の考え方として、単一故障基準というのがあって、一番大事なものが一つ壊れたとしても、十分に炉心を冷やせるよという考え方になっているので、そこから先(の事故の進展)は進まない。決定論的考え方で、確実に冷やせるとなっているので、規制として、そこまでぴしっと審査したのだから、そこから先のこと(事故の進展)は考えない。よって、この(AM 要請の)時は、(AM は)自主保安というか、自主的な取組(ではあるが)、そうは言っても自主的に取り組んでねという形(の要請)になっていた。地震の場合も同じように、スペクトルによっていろいろ違うが、(いろいろな)地震波を包絡するような仮想的な地震波を作って、これに耐えるようにしなさい、ということ(規制の考え方)であった。思考が止まってたと言うと変な言い方になるが、決定論的な考え方で統一されていた。想定したものに対して、完全な、決定論的な対策を打つと、それ以上のことは(しない)。そこ(決定論的な対策)できっちり止まる、事故の進展は止まる、というのが全体的な考え方だった。
- ・アメリカでは、そうは言っても(ある機器が)2個あっても3個あっても、たまたま何かの具合で同時に壊れることはあるのではないかと問われ、確率としては、10万年に1回か、100万年に1回かもしれないけど、そういうことがあるし、どこが壊

【取扱い厳重注意】

れやすいかは、リスクを見ればわかるから、その対策をきっちり取っていこうと始まった。日本でもそれを取り入れたが、やっぱりそこは内的事象までであった。地震は、あくまでも、想定されたものに対して、それを上回る対策をとっていれば、その壁を越えることはないという、規制での整理、割り切りだったのかもしれない。

- ・（平成4年当時、外的事象へのAMの要請ができなかったのか）なぜかについては、記憶にない。推測だが、それだけの説得材料が無かったということなのではないか。技術的な話ではなく、社会的な話として理解すると、原子炉の建物の中の技術者・科学者の世界と、地震の人たちの世界というのが、全然違う世界であって（それぞれ）勝手に（物事が）決まっていくという感じが常にあった。建物の機械の安全屋さんと地震の安全屋さんとの間に、相当の意識のギャップがあったような気がする。機械の方で、安全を議論しても、その議論がそのまま地震屋さんの方に、ずっと流れていくという感じではなかった。（資源エネルギー庁の）審査課の中に、4、5人だったか、耐震班というグループがあった。総括の次席（の班長）だったので、たまに耐震の話も見ていたが、若干、住む世界が違うと感じていた。
- ・要請文に、内訳の運転時、内訳の停止時が入っていて、なぜ地震が入っていないかはよく分からないが、日本で外的事象を言い出したのは、平成十数年になってから。
- ・（停止時のPSAは記載があるが、停止時のAMの記載が無いことについて）役人的な議論で、ちゃんと診断してから、手術をしましょうという話で、PSAでちゃんと評価をしてから、必要があれば対策をとるという話で、まずは評価ということだったと思う。そこで問題があれば当然対策をとる。
- ・（平成4年当時の津波のリスク認識について）全く無かった。議論した記憶はない。あの頃言われていたか、その前後か確かでないが、当時の外的事象の議論としては、ヘリコプターの飛行制限など、ヘリコプターか航空機の議論はあった気がするが、自然現象については地震までだったと思う。
- ・浜岡原発の引き波の議論があったかもしれないが、時期が不確かである。

3 定期安全レビュー（PSR）について

- ・PSRは、違うラインがやっていて、担当が違った。
- ・PSRは、高経年化対策と認識している。今でも話題になっているが、監視試験片は40年を想定していたので、どのように炉の中を評価するかということ（内容）だった。
- ・（法制度上は）日本の場合は、100年動かそうと思えば、メンテナンスさえすれば、100年動かして良いということ（認可）だが、（PSRは）それがちゃんと、長期的なメンテナンス計画ができているかを確認するため（のもの）という認識であった。日本の法制度の特殊性だと思うが、アメリカのように、（認可が）40年、延長して

【取扱い嚴重注意】

も60年となっているのと、日本の場合は、100年でも200年でもずっとやっていい（という認可である）。そこの違いは、一般の人に言っても分かってもらえるはずはないが、さすがに60年は考えてなかったと思うので、30年目から10年おきに30年、40年、50年ときっちりチェックするというもの。

- ・平成4年の（通知）は、1回目を打ち出しているだけであり、当時の意識としては、1回（PSAを）やって、1回（AMを）整備して、これっきりでない。当然、何年か経って（再度PSAを）やってみて、向上策をやってくださいという意味だったと思う。
- ・（PSRは最新の知見をととなっているが、将来の停止時PSA、地震PSAによるAMは見越していたのか）認識は無かった。どういう最新の知見が入ってくるのかは考えてなかった。でも、当時としては、PSAとPSRはセット。（H4の通知ではまず）PSAをやる、PSRでは10年に1回やる。10年経てば最新の知見が入ってきて、これ（PSA）はまた更新される。そういうことをイメージしていた。当然、リバイズはしてもらわなければいけないという議論はあったと思うが、その時に何が入ってくるのかというのまでは議論した記憶はない。
- ・（リバイズは電力会社が自主的にやるのか、資源エネルギー庁の働きかけで行うのかという認識について）その時は、PSAは電力事業者の自主的取組と整理されたので、当然自主的取組である以上、電力が自主的に、最新知見を取り入れていくというのが建前。しかし、その時の普通の役人的考え方では、自主保安、自主的取組という（電力側は）何もしないだろうから、当然資源エネルギー庁側は、何らかの検討会を行って、当然こういうの（最新の技術）があるというプレッシャーをかけながら、自主的にやらせるという形を普通に考えていたと思う。そもそも法規制でやっていたら、あれやれ、これやれということになるかもしれないが、自主的取組と整理した以上は、多分資源エネルギー庁で海外の最新情報などとまとめ、プレッシャーを掛けながら、形の上では、あくまで自主的取組（をとらせる）という方法論だったのではないかと思う。
- ・（PSRの職員トレーニングの意味もあったという ████████ 氏の供述について）あまり聞いたことはない。やはり、新設の発電所を2年掛けて審査して一人前になるというようなところがあって、当時から、新設案件が減って、どんどん無くなってきていた。当時、研修も少しやっていたが、どうやって勉強させるのか、というのは議論していた。使えるという認識はあったかもしれない。
- ・（PSRは電力側の安全のトレーニングになるという近藤駿介氏の供述について）結局、最初に（プラントを）作った人は、なぜこう作ったのかよく分かっているが、次に来た人は、ボタンを押しているだけなので、立ち返って安全を見ていくということ。本当は、単に昔を思い出すだけではなくて、そこにちゃんと海外や新しい知見が入って、レベルアップしないと（いけない）。それがPSRである。

【取扱い厳重注意】

- ・（平成 15 年の PSR 法定化後の制度について）PSA を検査官がチェックできるはずがない。1 回きりになってしまったということだと思ふ。久しぶりに昔の人と会うと、20 年前と変わって無いと話している。
- ・過去の報告書を整理してみると、平成 4 年に（通知を）出して、6 年に各社の案の報告が来て、工事が終わったのが 12 とか 13 年。14 年に有効性評価をやっている。一気に（時期が）飛んでいて、ええーっという感じである。
- ・（平成 15 年の PSR 法定化後も高経年化対策だけは保安院が確認を続けていることについて）電力も高経年化対策は大事だと思ったのではないかな。発電所は 30 年超えると、稼ぎ頭になる。30 年が見えてくると、これをいかに長くと、当然経営としては考える。どんどん延ばしたいというのが彼らの考えだったのではないかな。原子力発電所は燃料代が安い。だから、30 年を超えると、減価償却費がほとんどかからなくなって、本当にウラン代だけで、補修と人件費は掛かるが、たいしたことはなく、すごく安く電気が作れるようになる。今、石油や天然ガスで（の火力発電所の稼働を）増やした途端に、全電力で大赤字となるような（状況な）ので、わかると思うが、すごく稼いでくれる。当然企業としては延ばしたい。そのためであればいろいろやる（高経年化対策として取り組む）のではないかな。
- ・今度の新しい法律案では、法律で、総合安全評価というのをやりなさいとなっていて、法律が通れば、1 年以内にやりなさいと。それも、何年かに一回リバイズしないといけない。そもそもの PSR は高経年化対策なので、趣旨もちょっと違い、PSR よりもう少し（間隔が）短い。
- ・こんどの新法では、ちゃんと全部見て、かつ、どんどんレベルを上げていかせようという仕組みが入っている。

4 電力事業者の取組について

- ・（平成 4 年当時、設計基準事象までしっかりやれば大丈夫という考えだったのではないかな）私が着任した時は、議論は終わった後だったが、その 1、2 年前は、どういう文言にするかを、安全審査課と電力業界とで相当せめぎ合っていたのではないかな。そこは森氏が苦労されたと思う。
- ・（外的事象の第 4 層について電力事業者は）ほっとくとやらないし、そんなことされると地元対策が大変で、彼ら（電力）としては、安全で事故は起こらないという説明を散々してきていて、一方で、そうは言っても、起こるかも知れないから対策をとれと規制庁に言われると、地元は納得しない。そこはインセンティブどころか、何のメリットもない、デメリットばかりで邪魔で仕方がない、そんなことをされたら困るという意識だったのではと思う。
- ・普通のおじさん・おばさんに対して、 10^{-6} 、 10^{-7} （炉年）と（いうリスクの説明を）言っても分かるはずがない。彼ら（電力）は散々、絶対にある・無いという議論を

【取扱い厳重注意】

している。それに対して、アメリカで騒いでいるならまだしも、日本の規制庁がリスクがあるから（対策を）やりなさいと、正式に言われるのは困るということであったのではないかと思う。

- ・（住民との科学的対話は）無理。なぜこういう問題を起こしてくれるのかという感じだったのではないか。
- ・私が（電力会社に何かを）言った時でも、ありとあらゆる場面で、彼ら（電力）は嫌だ、嫌だというような話だったし、私が指針の見直しだと言った時も、ありとあらゆるところからプレッシャーを受けた。
- ・以下、全て類推になるが、事故が起きないと彼らは絶対動かないところがある。原子力災害対策特別措置法が出来たが、その前は、彼らは防災訓練を散々嫌がっていた。JCO で事故が起こったので、仕方ないかということであったのではないかと思う。

5 今回の事故後の対応について

- ・事故が起こって 2 週間後くらいから、何十年ぶりくらいに保安院にきて、ずっと東電本社に乗り込んで、事故収束を行った。
- ・今は、SA 対策全体を見直そうということをしている。専門家を集めた意見聴取会というのを開いて、SA 対策の案を作っている。
- ・その案では、規制庁側から、世界全般で言われているような事象と、規制庁側が行う個別の確率論的安全評価から、特定の対策をとるように指示をする。どういう対応をとるのかは創意工夫があってもよく、各社で個別にもっとやりたいことがあれば、当然やっていいからという、規制のシステムに変えようとしている。
- ・なぜ、アメリカはちゃんと電力会社が自分で勝手にやるのか、よくわからないが、残念ながら日本の場合は、お上が言わないと、やらないみたいで、少なくともまずは第一歩で（規制で）やるしかないのかなと思う。
- ・アメリカ NRC は、電力会社を手取り足取り教えてあげているイメージである。NRC は面白いことだが、SA 対策について、効果があって安いものはこうというお勧めリストを作り、それを電力会社に見せて、あれこれと指導をしている。（米国では）安い対策でも、ずっと何十年間と積み上げてきたのでしょう。日本の場合は、昔ドンとやってストップしてしまっていた。（今回）事故が起こったから、一気にやらないといけないので、一気に何百億と費用がかかっているだけなのかもしれないが、20 年で割っていけば、年 10 億円で済む。
- ・（ルールとルールの隙間を自主保安で埋めることについて）我々も、今ちょうど議論しているが、海外の場合はピアプレッシャーと言うが、専門家同士で、お互いの発電所を見て議論をして、ちゃんとやらないといけない。それと、それを指標化、ベンチマークをしてランキングすると、西欧の経営者は自社の成績が悪いと、すご

【取扱い厳重注意】

く気に入るらしい。私は、世界企業ばかりの石油会社の人と付き合いがあるが、経営トップの CEO としては、他社と比べられて自分の成績が悪いと、すごく気に入る。

- ・日本の場合は、そういうのが働かない。発電所の PSA をやって、一覧表を作って、ランキングにしたら、地元で当然、なぜうちの発電所は成績悪いのかと議論になると思ったが、日本はなぜかならなかつた。平成 16 年に発表したこの資料（軽水型原子力発電所における「アクシデントマネジメント整備後確率論的安全評価」に関する評価報告書）の一覧で、たまたまかもしれないが、福島第一の 1~4 号機がワースト 4 になっている。これは、アメリカの会社だったら大変だとなるが、日本ではそういうことにならなかつた。

※軽水型原子力発電所における「アクシデントマネジメント整備後確率論的安全評価」に関する評価報告書（平成 16 年 10 月経済産業省原子力安全・保安院）の 4. の 4.1 の 4.1.1 において、BWR 型原子炉施設の炉心損傷頻度 (CDF) の AM 後のワーストは、福島第一原発の 1 号機、2 号機、4 号機、3 号機の順。

- ・どうすれば、お互いの周辺監視というか、ピアプレッシャーがかかるシステムにしていくのかというのを、今考えている。
- ・当然、今度の SA 対策で、どういう対策をとったかランキングも出てくるが、（ランキングが）下の人たち（電力会社）は上に上がろうとしないといけないし、上の人とは抜かれないようにしないといけない。こういうシステムをどう作っていくのが、今の悩みどころである。
- ・電気事業連合会が良くないのかもしれない。すべてあそこで横並びの調整をして、良い奴は作らないし、悪い奴も作らないというところがある。ムラの結束はなかなか固い。

6 国際対応について

- ・IAEA に行っていてよく言われるのが、日本は拠出金を確か 2 割出しているが、人は 5%しか行っていない、日本人は引きこもりで出てこない。保安院の職員も英語の書類をパラパラ、パラパラ読めるわけでもなく、非常に日本は取り残されている状況にある。全体的にひどい状況で、半分鎖国状態にあると思う。韓国や中国に比べると、金を出すけど、人と口は出さないというパターンに陥っている。日本は外から見ると変。
- ・海外での、議論や動きは、日本にいと分らない。どんどん出向したり、出張したりと、意識を変えないといけない。
- ・IAEA でよく見知っている人がいれば、電話一本、メール一本でいろいろ教えてもらえるし、ほかの国からどう思われているかも気楽にコミュニケーションができる。
- ・今回は、保安院から IAEA に派遣されていた青木氏が、今度は IAEA 職員として、日本に来て情報収集するというのをやっていて、そこは流れが良くなり、お互い

【取扱い厳重注意】

良かったのではないか。

- ・どんな業界でも、国際的な仕事は、何十年と顔を付き合わせた「マフィア」の中で議論をしているので、そういうところに入っていないと、本当の所は教えてもらえない。
- ・安全規制の実体的な話として、どう役立てるかということ言えば、日本のラインの人間が、もっと外に出張して出て行かないといけない。廃棄物規制課長が海外の廃棄物規制課長と年に何回かは議論して、世界の流れとか、共通的な問題を解決して、新しい知見を引き込んでこないといけない。
- ・これは日本固有の話かもしれないが、どうも、日本で、ラインの課長をやっていると、国会対応で足止めを食らって、海外には行けない状況になっている。もっとラインの課長が、海外のラインの課長と議論できるようなシステムにしていかないと全然（駄目）。単に国会対応だけうまい課長になってしまって、規制の知識の無い課長になってしまう。
- ・海外の人は、出張旅費は厳しいと言っているが、それでも、年に数回ウィーンに来て、マフィアの連中と議論して帰って行く。それはマストで、それをしないと、結局（日本と）同じような状況になる。
- ・今回、アメリカの「B.5.b」が新聞で言われているが、結局、公式には非公開情報であり、インターネットでは検索できない話だが、国際会議の後の、内輪の中では普通に雑談されていたと思う。日本は、そういうところに入っていないので、情報がないということだったと思う。
- ・日本は、JNESの50,60歳の人が、国際会議に行ってメモだけ取ってくるというスタイルが多いが、それでは、海外の人は相手にしないし、本当のことは教えてくれない。やはり、責任のある立場の人間が、行って情報を取ってこないで、いつまでたっても鎖国状態だろう。

原子力安全規制への「リスク情報」活用に係る検討の背景

平成17年2月2日
原子力安全・保安院
原子力安全基盤機構

1. 日米における「リスク情報」の活用の経緯

(1) 米国における「リスク情報」の活用の経緯

米国では、原子力規制委員会(NRC:Nuclear Regulatory Commission)¹が、1970年代初頭から原子力発電所への確率論的リスク評価(PRA:Probabilistic Risk Assessment)の活用の検討を開始し、1975年(昭和50年)に「原子炉安全研究」(WASH-1400)を発表して原子力発電所の事故リスクを確率論的に定量評価する手法の枠組みを確立した。

その後、1979年(昭和54年)に、米国の TMI-2 号機において、炉心が著しく損傷する事故(シビアアクシデント)が発生し、これを契機に PRA の重要性が強く認識されることとなり、シビアアクシデント現象に関する研究が本格的に実施されるようになった。一方、TMI-2 号機の事故の後、原子力発電所の安全は「どこまで安全なら十分安全といえるのか(How safe is safe enough?)」について明確にする観点から、NRC は、1986年(昭和61年)に原子力発電所の運転に関する安全目標(公衆に対する受容可能なリスクの定量的な抑制水準)の政策声明を公表し、原子力災害による公衆の健康リスクに関する安全目標及び補助的数値目標としての炉心損傷頻度及び早期大規模放出頻度を定めた。また、NRC は、1985年にシビアアクシデント政策声明を公表し、1988年には、シビアアクシデントに対する脆弱性を把握するために個別プラントごとの PRA(IPE:Individual Plant Examination)を事業者に要請した。さらに、1991年には、地震等の外的事象を対象とした個別プラントごとの PRA(IPEEE:IPE for External Events)を事業者に要請した。

その後、規制によるプラント運転コストの増加を懸念した産業界が、1992年(平成4年)に NRC に対して、規制緩和の観点からリスクベース規制を導入して運転コストを合理的に抑制すべきと提言した。これを受けて、NRC は規制活動における PRA の活用を推進するための全体政策の検討を行い、1995年(平成7年)に、原子力施設の安全規制における PRA 活用に関する最終政策声明を公表し、この中

¹ 1975年に原子力委員会(AEC:Atomic Energy Commission)から原子力規制委員会(NRC:Nuclear Regulatory Commission)に改編

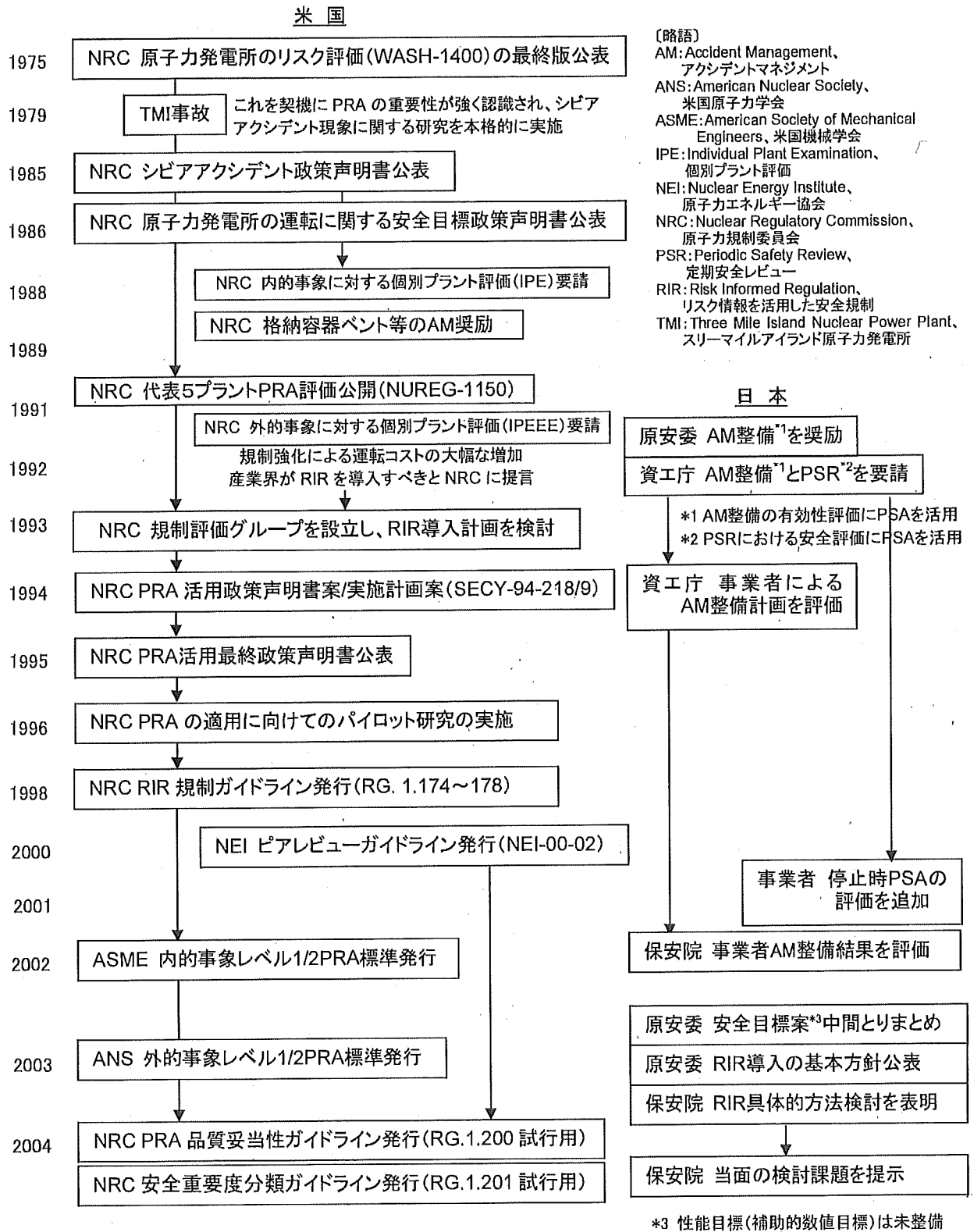


図1. 日米における「リスク情報」を活用した安全規制の経緯

で、決定論的手法を補完し、従来からの深層防護の思想を支援する方法で、技術的に可能な範囲でPRAの活用を拡大すべきなど規制活動におけるPRA活用方法に関する基本的な方針を示した。

さらに、この政策声明に基づき、NRCはPRAの活用のために研究や検討が必要なものを同定した上で、1996年(平成8年)に、PRAの具体的な活用に向けての「リスク情報」活用に関するパイロットプロジェクト(供用期間中試験の試験頻度の見直し、技術仕様書の見直し、等級別品質保証の導入検討、供用期間中検査の検査項目の見直し等における「リスク情報」の活用)を実施した。パイロットプロジェクトの実施結果を踏まえ、1998年(平成10年)には、原子力発電所の許認可事項変更の際に「リスク情報」を活用するための一般規制ガイドライン(RG.1.174)及び上記パイロットプロジェクトの実績を反映した個別規制ガイドライン(RG.1.175～RG.1.178)を順次発効した。

また、最近では、原子力発電所の構築物、系統及び機器の重要度分類に関する規則の見直しや、設計基準事象に関する規則の見直しなど、設計分野に「リスク情報」を活用することについても積極的に検討を進めている。

このような動きと併行して、NRCは、PRAの結果から得られる情報を規制の意思決定に活用する際には、それに耐えうる十分なPRAの品質が必要となるとの観点から、数年にわたる検討を重ねた後、昨年2月に、「リスク情報」を活用した総合的意思決定プロセスにおけるPRAの品質に対する要求事項を明確にするとともに、学協会において策定された民間規格を是認(エンドース)することを目的とした規制ガイドライン(RG.1.200)を試行用として発行した。また、昨年7月には、PRAの品質に関して、2008年(平成20年)末を目途に、想定される「リスク情報」を活用した規制適用のすべてを支援するに十分なPRA標準や規制ガイドラインの整備を段階的に進める計画を発表している。

このように、米国では長い年月をかけて検討や議論を重ね、また、パイロットプロジェクト等により検証を行いながら、「リスク情報」を活用した原子力安全規制体系の構築を進めてきている。この中で、安全目標を頂点として、PSAの活用方針、PSAを規制に活用する際の規制ガイドライン、「リスク情報」活用に関する民間規格等を体系的に整備してきている。特に、近年は、供用期間中試験、供用期間中検査、原子炉監督プロセス等の検査・運転分野での活用を積極的に行うとともに、さらに設計分野への活用にも取り組んでおり、実際に効果を上げてきている。(別添2参照)

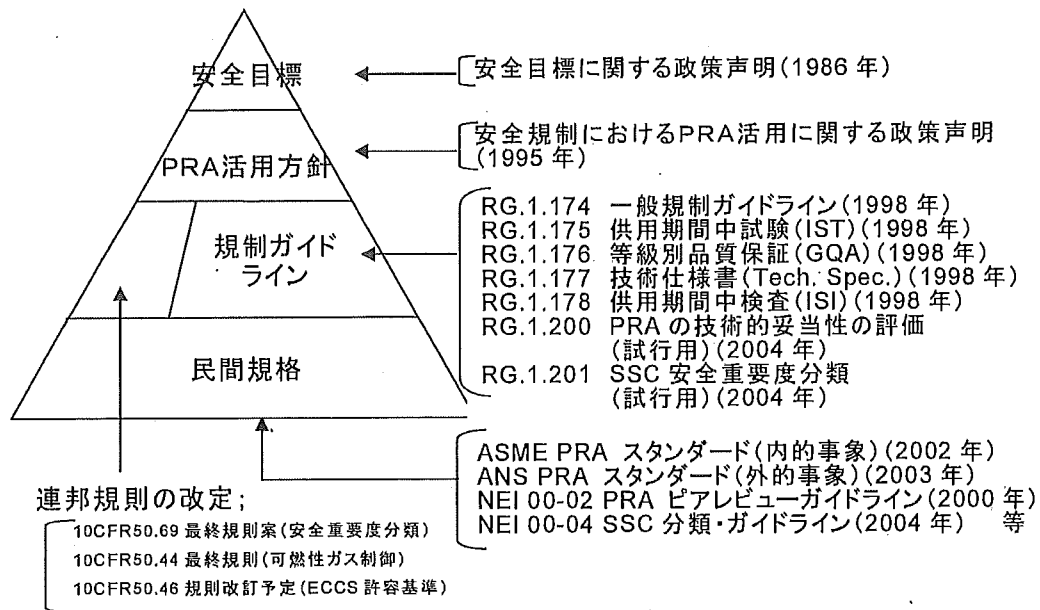


図2. 米国における「リスク情報」を活用した安全規制の体系

表1. 「リスク情報」活用に関する規制ガイドラインの概要

名称等	概要
RG.1.174 一般規制ガイドライン	リスク情報を安全規制に活用する際の一般的な事項に関する規制ガイドライン
RG.1.175 供用期間中試験(IST)	リスク情報を活用した供用期間中試験を実施する際の手法を定めた規制ガイドライン
RG.1.176 等級別品質保証(GQA)	リスク情報を活用した(構築物、系統及び機器(SSC)に関する)等級別品質保証を実施する際の手法を定めた規制ガイドライン
RG.1.177 技術仕様書(Tech. Spec.)	リスク情報を活用し、技術仕様書の記載事項を変更する際の手法を定めた規制ガイドライン
RG.1.178 供用期間中検査(ISI)	リスク情報を活用した供用期間中検査を実施する際の手法を定めた規制ガイドライン
RG.1.200 PRAの技術的妥当性の評価(試行用)	リスク情報を安全規制に活用する際のPRAの技術的妥当性の評価を定めるとともに、PRA手法等に関する民間規格を是認した規制ガイドライン
RG.1.201 構築物、系統及び機器に関する安全重要度分類(試行用)	リスク情報を活用した構築物、系統及び機器の安全重要度分類に関する手法を決めた規制ガイドライン

(2) 我が国における「リスク情報」の活用の経緯

我が国においても、平成4年以降、アクシデントマネジメントの有効性評価、定期安全レビューにおける総合的な安全評価等において「リスク情報」を活用し、その経験もある程度蓄積されてきている。(別添3参照) 今後、我が国において、安全規制の科学的・合理性をより一層向上させ、それによってより一層効果的・効率的な規制を実現することを目的として、「リスク情報」を一層広範に活用していくことが期待されている。

このような状況を踏まえて、原子力安全委員会は、平成15年8月に、原子力利用活動に伴う原子力災害による公衆の健康リスクを定量的に評価し、原子力安全規制活動によって達成し得るリスクの抑制水準として、確率論的なリスクの考え方を示す「安全目標」に関する中間とりまとめを行い、また、昨年9月から安全目標に適合していることの判断のめやすとなる水準として、性能目標(炉心損傷頻度、早期大規模放出頻度等)の検討を始めた。

原子力発電所における性能目標は安全規制活動が目標とすべき安全レベル、すなわちリスクの抑制水準をレベル1及びレベル2PSAの結果として得られる炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度に対して示すものであり、原子力発電所の変更及び規制制度の変更の妥当性評価、許容可能なリスク増加範囲の設定に有用である。「リスク情報」を活用した原子力安全規制の導入計画は性能目標策定計画を踏まえ、これと整合するよう策定される必要がある。

原子力安全委員会では、安全目標の検討状況等を踏まえ、平成15年11月に「リスク情報を活用した原子力安全規制の導入の基本方針について」を決定し、その中で規制行政庁・事業者に対する期待として、この基本方針に基づいて、具体的な安全確保・安全規制の活動への「リスク情報」を活用した原子力安全規制の導入について積極的な検討を進めることを求めている。

これを受け、原子力安全・保安院は、平成15年12月の原子力安全・保安部会において、原子力安全規制に、より広範に「リスク情報」を活用するための具体的検討を行う旨を表明するとともに、「リスク情報」活用に向けてのアプローチとして基本的な考え方を示し、具体的な検討を開始した。その後、昨年6月の同部会において、当院は、「リスク情報」活用の将来イメージ、米国における「リスク情報」活用の経緯と現状、PSA手法やデータの整備状況について調査検討状況を報告するとともに、今後検討すべき課題を提示した。さらに、12月の同部会において、「原子力安全規制への『リスク情報』活用の基本的考え方(案)」を提示したところである。

2. PSA 手法・データの整備と PSA の品質確保

「リスク情報」を安全規制における意思決定に活用していくためには、PSA の品質が十分に確保されている必要があり、そのためには PSA 手法の確立やデータの蓄積が不可欠である。このような観点から、「リスク情報」活用の進んでいる米国の状況を参考にして、我が国における「リスク情報」の活用の際の課題を抽出した。

(1) PSA 手法について

米国では、1975年(昭和50年)に NRC が実施した「原子炉安全研究」(WASH-1400)において PRA 手法の枠組みが確立された後、米国の TMI-2 号機の事故を契機に PRA の有用性についての認識が高まり、機器故障等の内的事象を対象とした PRA 手法の技術的確立が進んだ。また、地震等の外的事象を対象とした PRA や公衆の健康リスクを評価する PRA 手法についても開発が進んできている。さらに、米国では学協会による PRA 手法に関する民間規格の整備が進められてきている。

表2. 米国における民間規格(PRA 手法等)の整備状況

	標準名称	制定状況	学協会
PRA 手法	原子力発電所への適用のための確率論的リスク評価の規格(内的事象 PRA)	制定 (2002年4月)	米国機械学会 (ASME)
	米国標準規格、外的事象の確率論的リスク評価の手法(外的事象 PRA)	制定 (2003年12月)	米国原子力学会 (ANS)
	内部火災時確率論的リスク評価(内部火災 PRA)	原案作成中 (2005年度制定予定)	米国原子力学会 (ANS)
その他	確率論的リスク評価のピアレビュープロセス・ガイドライン	制定 (2000年3月)	原子力エネルギー協会(NEI)
	構築物、系統及び機器(SSC)に関する安全重要度分類ガイドライン	制定 (2004年4月)	原子力エネルギー協会(NEI)

我が国においては、1992年(平成4年)に定期安全レビューの安全評価やアクシデンマネジメントの有効性評価において PSA を活用する以前から、PSA 手法の開発が進められてきており、特に(独)原子力安全基盤機構(以下「JNES」という。旧原子力発電技術機構(NUPEC))においては、1980年後半頃から本格的に手法整備を進めてきている。(別添4参照) また、現在、(社)日本原子力学会において、レベル1PSA 手法及びレベル2PSA 手法の標準化が進められている。また、地震に起因するリスクを評価する地震 PSA 手法や公衆の健康リスクを評価するレベル3PSA 手法の標準化が開始されている。

表3. 我が国における民間規格(PSA 手法)の整備状況

	標準名称	制定状況	学協会
PSA 手法	確率論的安全評価(レベル1及びレベル2)実施基準 (内的事象 PSA)	原案作成中 (2005年度 制定予定)	日本原子力学会
	確率論的安全評価(レベル3) 手順 (内的事象 PSA)	2004年から 検討開始	日本原子力学会
	原子力発電所の停止状態を対象 とした確率論的安全評価手順 (停止時 PSA)	制 定 (2002年2月)	日本原子力学会
	地震時確率論的安全評価手順 (地震 PSA)	原案作成中 (2005年度 制定予定)	日本原子力学会

これらの PSA 手法については、米国と同等のレベルにあると考えられているが、人間信頼性評価におけるモデル化は十分ではなく、経年変化の影響を考慮した PSA 手法や組織因子にかかわる PSA 手法等については、モデル化が確立していない。また、火災等のプラントの内部で発生する可能性がある事象に起因するリスクを評価する PSA 手法の確立や標準の整備もなされていない。

今後、人間信頼性評価手法の高度化、経年変化や組織因子にかかわる PSA 手法の確立を目指した検討を進めることが期待される。また、地震以外の津波等の外的事象に起因するリスクや原子力発電所の内部における火災事象に起因するリスクを評価する PSA 手法の確立や規格化が期待される。

これらの加えて、PSA の結果から得られる情報を規制の意思決定に用いる際には、PSA の不確実さを適切に考慮するために不確実さ解析や感度解析を実施し、総合的な判断を行うことが重要である。このため、これら不確実さ解析や感度解析の取扱いについても継続的な検討が必要である。

PSA 手法やデータの整備に当たっては、そのレビューや標準化が非常に重要であり、そのために公正・中立な学協会が果たす役割は大きい。このため、学協会の活動の場に規制行政庁も積極的に参加し、標準化が適切に進められるよう貢献することも重要である。また、策定された民間規格を是認(エンドース)する仕組みを明確にし、積極的な活用を図ることを検討する必要がある。

(2) データ整備について

米国では、保守規則²の一環として、事業者によってプラント個別に故障事例データの収集が行われている。事業者は、これらの個別プラントデータと一般データを適切に組合せて、PSA 用の機器故障率データを作成している。保守規則の下で収集されたデータは原子力発電運転協会(INPO)が運用するデータベースシステム(EPIX)に登録されている。NRC は、このシステムにアクセスすることができ、故障事例、デマンドや時間データ等を基に機器故障率データを作成して、自らのデータベースとしている。

一方、我が国では、定期安全レビューやアクシデントマネジメント対策における PSA においては、米国 NRC の「LER 故障率」³や「IEEE Std.500」⁴等の米国でも古いデータベースが用いてきている。国内の機器故障率データは感度解析用として部分的に利用するにとどまっている。

国内データの整備に関しては、規制当局が法律及び通達により報告を求めている事故・トラブル情報の対象範囲が PSA の実施の観点からは十分でないことから、事業者は、1984年(昭和59年)に、(財)電力中央研究所(以下「電中研」という。)にデータベースを構築し、法律及び通達の対象とならないトラブル情報を自主的に収集してきた。収集した情報を基に、PSA に使用される主要機器についての機器故障率データベースの整備を進めてきた。

² 米国連邦規則 10CFR50.65(原子力発電所の保守の有効性の監視に係る要件)。

³ 米国 NRC が法令により報告を求めている事故・トラブル等の情報を基に作成された機器故障率データベース。

⁴ 米国電気電子協会(IEEE)が作成した一般故障率データベース。

表4. PSAのためのデータ整備の日米比較

1) 機器故障率・起回事象頻度データ

		米 国	日 本	備 考
元となるデータ	事 象	(1) 法令に基づき、国への報告が必要となる事象 (約 300~3,000 件/年) 10CFR21(不適合報告要件) 10CFR50.73(LER 要件) (2) 原子力発電運転協会(INPO)で収集した保守規則対象機器の機能喪失事象 (約 3,000~5,000 件/年) (1997 年以降のデータ)(NRC) (3) 待機除外時間(WANO) (4) 個別プラントデータ(事業者)	(1) 法令に基づき、国への報告が必要となる事象(約 30 件/年) 炉規法、電事法、原災法 (2) 電中研で収集した(1)以外の軽微な事象(約 40~200 件/年) (1982 年以降のデータ)	PSA のために必要なデータが日本(1)、(2)で十分かどうか要検討
	運 転 情 報	(1) 機器運転時間(最重要機器については実績、リスク上重要な機器については計画値を入力) (2) 起動要求回数(最重要機器については実績、リスク上重要な機器については計画値を入力) (1997 年以降のデータ)	(1) 機器運転時間(プラント運転時間等から推定) (2) 起動要求回数(プラント運転実績から推定、電中研にて代表プラントの実績を基に作成、これを使用) (1982 年以降のデータ)	日本において実績データの必要性について要検討
機器故障率	データベース	(1) IEEE、NUREG 等の一般故障率データに、プラント固有データを組み合わせて算出 (2) 原則、プラント固有データ	(1) NUCIA(NICS)機器故障率データベース:電中研 (一部データを除き、過去の米国データを使用)	国内データのレビュー、本格的な活用が必要
起回事象頻度	データベース	(1) 米国の運転実績に基づいた一般のデータベース (2) 当該プラントの運転実績を反映したプラント固有データも使用	(1) 国内の運転実績に基づいた一般のデータベース(一部の事象については、米国の運転実績を併用)	

2) 人間信頼性データ

		米 国	日 本	備 考
人間信頼性	データベース	(1) NUREG/CR-1278 (2) シミュレータ実験等	(1) NUREG/CR-1278	人的因子に関する研究を踏まえた我が国独自のデータ整備を検討

また、事業者は、平成15年10月から、電中研に原子力発電情報公開ライブラリー「ニューシア」を設置し、当院への報告対象とならない安全に関わる事象について、保全品質情報として収集し公開することとした。

しかし、事業者の整備してきた国内機器故障率データベースや「ニューシア」については、データの検証は行われておらず、このデータの早期の活用を図るため、公正・中立な学協会等の場で検証し、レビューすることが必要である。さらに、データの信頼性を確保する仕組みを検討し、確立することが必要である。

PSA の品質向上のため、PSA の不確実さや限界の範囲を可能な限り小さくし、プラントの特性や運転実績を反映していく必要がある。そのためには、事業者がプラント固有データの収集及び蓄積を行うとともに、PSA の品質向上の一環として、データの公開を行うことが望まれる。

このようなデータの整備は、事業者が主体的に整備していく必要があることから、事業者において「ニューシア」における PSA のためのデータの拡充等、データ整備の在り方について積極的かつ速やかに検討が行われることが期待される。

さらに、PSA 手法やデータに共通する課題として、発生件数が少ないためデータの蓄積が困難な共通原因故障の取扱いや、人的過誤や組織的問題の取扱い等について従来から手法の検討が進められてきているが、今後も継続的な検討が必要である。

共通原因故障データの整備についても、機器故障率データと同様に基本的には事業者が主体的に行っていくべきものである。この意味では「ニューシア」の中で整備を行っていくことが望まれる。その際、共通原因故障は機器故障の中でも事例が更に稀なものであり、我が国だけの事例をもとにデータを確立することは難しいものであることから、国際的な協力も視野に入れる必要がある。

また、人的過誤率データについても、米国 NRC が作成した手引書 (NUREG/CR-1278) の手法及びデータをそのまま用いて行っており、我が国独自のデータ整備はなされていない現状にある。今後、機器故障率が下がり、人的過誤の寄与が相対的に大きくなり、人的過誤率データの整備の必要性が増大する可能性がある。人的過誤率データは人的過誤の評価モデルとの関連が深いことから、評価手法の開発とともに、国内の事例を収集し、データを整備していく必要がある。

(3) PSA の品質確保について

我が国で、1992年(平成4年)以降、定期安全レビューの安全評価やアクシデントマネジメントの有効性評価において PSA の活用を行ってきた際には、事業者は、(財)原子力安全研究協会が発行した出力運転時内の事象の PSA 手順書等を活用して PSA を実施するとともに、当院としても、JNES の有する知見や学識経験者等の意見を踏まえ、その妥当性を評価してきた。ただし、これまでのケースでは、規制上の意思決定の根拠として直接活用してこなかったこともあり、PSA の品質や透明性については厳密には要求してこなかった。

「リスク情報」を安全規制における意思決定に活用するために、PSA の品質が十分に確保されている必要がある。また、規制判断における「リスク情報」の活用レベルが高くなるに従って、より高い PSA の品質の確保が必要である。我が国の PSA 手法やデータの整備状況及び PSA の品質確保の仕組みは「リスク情報」の高度な活用(「リスク情報」の活用レベルが高い分野への活用)の観点からは不十分であり、「リスク情報」の活用範囲を制限する必要があると考えられる。

米国では、NRC が、1995年(平成7年)に原子力施設の安全規制における PRA 活用に関する最終政策声明の公表以降、約10年の検討を経て、昨年2月に PRA の品質に関する規制ガイドラインを試行用に発行した。この規制ガイドラインにおいては、PSA の品質を確保するための基本的要求を定めるとともに、基本的要求に適合するための具体的な要求事項を定めた民間規格を是認(エンドース)している。

これらの米国の規制ガイドラインや民間規格も参考としつつ、PSA の品質の評価尺度について検討し、PSA の品質の確認方法について信頼性・透明性のある仕組みを確立する必要がある。このため、規制機関が PSA の品質に関する基本的要求(PSA の範囲の妥当性、モデルの詳細度及び技術的妥当性)を定めた規制ガイドラインを整備する必要がある。また、基本的要求への適合のための具体的な要求事項を定めた民間規格が公衆審査を含む公正・中立な手続きの下で整備されることなど学協会への期待、民間規格を是認(エンドース)する仕組み等の明確化を行う必要がある。

また、PSA の品質確保のためには、PSA の結果の妥当性を確認する仕組みとして専門家による相互レビュー(ピアレビュー)が有効であり、ピアレビューの在り方や基本的な要件を策定する必要がある。さらに、PSA の品質確保や透明性の観点か

らは、PSA に用いられるデータ、手法、評価基準等が、一般に公開され、多くの関係者によるチェックやレビューが可能な状態を維持することである。この観点から見ると、我が国において、レビューに必要な人材は産業界を含めて十分ではなく、計画的な人材の育成・増員が必要であると考えられる。

確率論的安全評価(PSA)について

1. 概要

原子力分野で開発利用されている確率論的安全評価(PSA)手法は、公衆に被害を及ぼし得る重大な事故のリスクを定量的に評価する手法である。同手法は、原子力施設等における人の過誤や機器の故障等を発端として被害の発生に至る事象の組合せの連鎖である事象シーケンスを体系的に列挙し、それぞれのシーケンスについてその発生確率を確率論に基づいて定量的に推定し、それがもたらす影響を施設の特性や放出された放射性物質の移行過程に関するシミュレーションモデルを用いて推定することにより、原子力施設等の安全性を総合的に評価するものである。

従来の決定論的な評価では、工学的判断により施設の安全性を評価するために適当と考えられる事故事象が仮定され、基準や指針で定められた手法により保守的に評価されるのに対して、PSA では考えられるすべての重大な事故の発生確率と被害の大きさが整理され、それらを総合することによりリスク(被害の大きさと発生確率の積和)の評価が可能になる。PSA は、定量的で有用な情報を提供できるため、世界各国で広範に利用されている。

なお、PSA に用いるデータや知識の中には不確かさを有するものもあるため、PSA の結果は常に不確かさを伴ったものとなり、PSA の結果を用いる時には、この不確かさについての十分な理解が必要である。

2. 実施手順

ここでは原子力発電所を例にとって PSA の実施手順を示す。

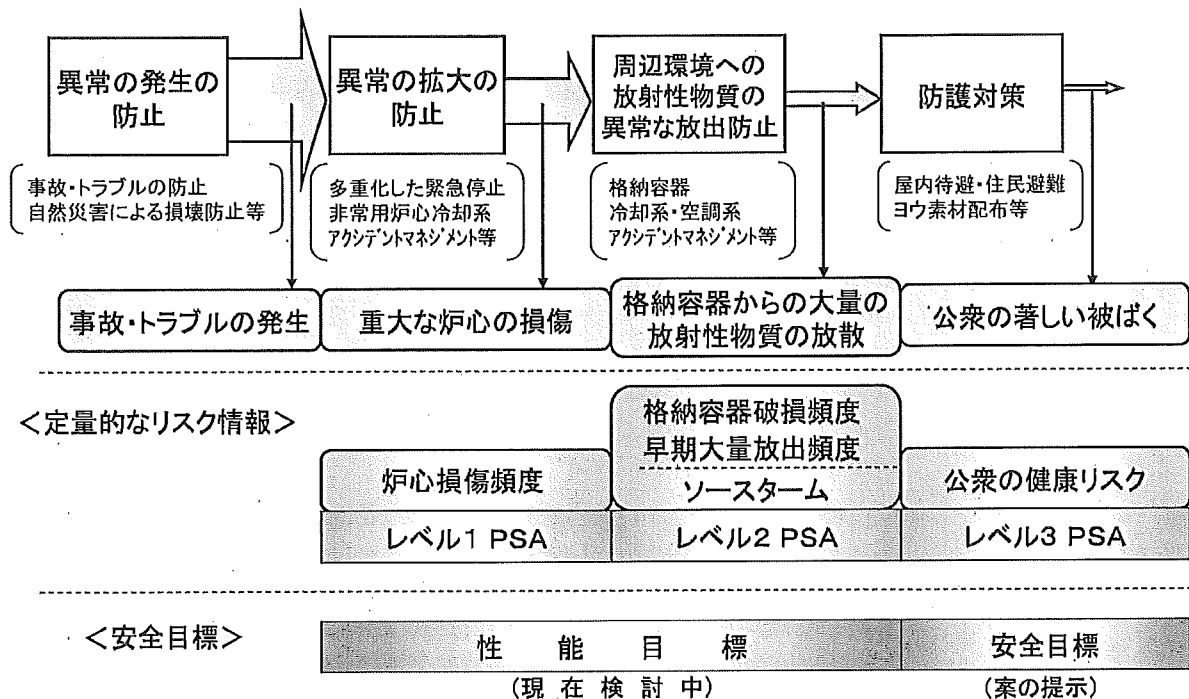
先ず起因事象⁵は何か、その発生頻度はどの程度かを検討する。起因事象発生時にその拡大を防止するために設けられている安全機能のうち、成功・失敗の組み合わせを考えて事故緩和系や人的操作の信頼性解析を行い、炉心の大規模な損傷事象の発生確率である「炉心損傷頻度」を求める(レベル1PSA)。

⁵ 起因事象としては、原子炉冷却系の配管に破断や漏洩が生じて高温・高圧の原子炉冷却水が流出する冷却材喪失事故や、発電所の外側の送電線網で電力の供給が停止するような外部電源喪失、発電所の中の原子炉給水系ポンプの停止等の異常な過渡変化がある。このうち、ランダムな機器故障や原子炉運転員の誤操作によって生じる場合を内的起因事象、地震、火災等によって生じる場合を外的起因事象という。

次に、炉心損傷後の事象進展の解析を行い、格納容器から大量の放射性物質が放散する事象の発生確率である「格納容器破損頻度」等を求める。また、事象の進展・状態下での核分裂生成物(FP)⁶の放出・移行挙動を解析し、格納容器破損に伴うFPの環境への放出量である「ソースターム」⁷を求める(レベル2PSA)。

さらに、格納容器の破損形態やFPの放出量の類似性を考慮して放出カテゴリにまとめ、大気中拡散や食物連鎖等による環境中のFP移行及び公衆の被ばく量の解析を行い、「公衆の健康リスク」を求める(レベル3PSA)。

3. PSA の概念



⁶ 核分裂によってできた核種(核分裂片)をいう。主要なものとしては、Cs-137、Sr-90 等がある。

⁷ 炉心の冷却が不十分な状態が続き炉心温度が制限値より上昇するような炉心損傷事故時には、燃料が溶融し、核分裂生成物(FP)が炉心から放出される。このとき、一次冷却(原子炉冷却)系や原子炉格納容器の健全性が損なわれていなくとも、一定の漏れ率でFP等が環境へ放出されることになる。環境への影響を評価するには、炉心から環境へ放出されるFP等の種類、化学形、放出量を明らかにする必要があるが、これらを総称してソースタームと呼ぶ。

米国における「リスク情報」の安全規制への活用事例

1) パイロットプロジェクトの例

活用分野	対象プラント	概要
供用期間中試験 (IST)	<u>Comanche Peak(PWR)</u> San Onofre(PWR) Sequoyah(PWR) Davis-Besse(PWR) 等	<u><Comanche Peak(PWR)の例></u> 機器のリスク重要度に基づいて安全上の重要度を分類し、安全上の重要度低と評価された弁及びポンプの試験間隔を従来の試験間隔(ポンプの起動試験:3 か月、弁の開閉試験:3 か月等)を延長した場合のリスク増分(炉心損傷頻度の増分)を評価し、この結果に基づいて、試験間隔を6年に延長してもリスク増分は許容可能な範囲であるとして認可した。
等級別品質保証 (GQA)	<u>South Texas(PWR)</u> Palo Verde(PWR) Grand Gulf(BWR)	<u><South Texas(PWR)の例></u> 従来一律に適用されてきた構築物、系統及び機器(SSC)の品質保証の管理について、SSCのリスク重要度に基づいて、SSCを安全上の重要度「高」、「中」、「低」及び「重要でない」の4種類に分類し、この結果を用いて品質保証(QA)プログラムを変更することを認可した。
技術仕様書 (Tech.Spec.)	<u>North Anna(PWR)</u> San Onofre(PWR) Pilgrim(BWR) Comanche Peak(PWR) Browns Ferry(BWR) 等	<u><North Anna(PWR)の例></u> 全交流電源喪失規則に適合するために代替交流ディーゼル発電機を追設したことに伴い、非常用ディーゼル発電機の許容待機除外時間(AOT)を従来の72時間から14日に延長してもリスク増分(炉心損傷頻度及び大規模早期放出頻度の増分)が小さいことを確認した上で、AOTの延長を許可した。
供用期間中検査 (ISI)	<u>Surry(PWR)</u> Vermont Yankee(BWR) Browns Ferry(BWR) South Texas(PWR) 等	<u><Surry(PWR)の例></u> 配管セグメントのリスク重要度及び専門家パネルでの判断に基づいて安全上の重要度分類を行い、この結果を用いて、非破壊検査を圧力検査・外観検査に代えることにより、ASMEで要求されているClass 1,2,3配管における非破壊検査箇所を従来の358箇所から136箇所に低減することを認可した。

2) 原子炉監督プロセス(ROP)

活用分野	対象プラント	概要
原子炉監督プロセス(ROP)	全プラント	原子力発電所の安全確保を目的に、その性能が適切に達成されていることを要求しており、達成状況を評価するために、検査時発見事項及びプラント性能を表す指標の状態をリスク(炉心損傷頻度の増分等)に関連付けて評価し、その結果に基づいて規制措置等を決定する。

3) 「リスク情報」を活用した連邦規則の改定状況

活用分野	対象プラント	概要
安全重要度分類(10CFR50.69)	全プラント	「リスク情報」を活用して、構築物、系統及び機器(SSC)の安全上の重要度分類を行い、その結果に応じて、SSCに対する規制要件を課す。このSSCの安全上の重要度分類は事業者が実施する。 <規則案をNRC委員が承認した段階>
可燃性ガス制御(10CFR50.44)	全プラント	格納容器型式毎に早期大規模放出や晩期大規模放出に及ぼす可燃性ガス対策の効果を分析し、その結果、効果が小さいと評価されたことから、格納容器の不活性化対策の要求の一部を削除した。 <規則を発行済>
ECCS許容基準(10CFR50.46)	全プラント	従来、ECCS許容基準とする冷却材喪失事故(LOCA)として、一次系配管の両端完全破断(大破断LOCA)を仮定していたが、「リスク情報」を活用して設計基準として想定する破断規模を変更する。さらに、設計基準を超える大破断LOCA時に外部電源喪失事象の発生を仮定することを止める。 <規則案の策定に向けて検討中の段階>

我が国における原子力安全規制への「リスク情報」の活用状況

1. アクシデントマネジメント(AM)整備の有効性評価

我が国の原子炉施設においては、「原子炉等規制法」に基づき、設置許可から運転段階に至るまでそれぞれの段階で安全性が確認されており、現実にシビアアクシデント⁸が起るとは工学的に考えられない程度にまで安全性が高められているといえる。一方、国内外においては確率論的安全評価(以下「PSA」という。)及びシビアアクシデントに関する事象進展の解明等の技術的知見が蓄積されてきたことを踏まえ、これらの知見を我が国の原子炉施設に適切に反映させることにより一層の安全性向上を図り、国民の信頼を得ることが重要であるとの認識が高まり、アクシデントマネジメント⁹(以下「AM」という。)の整備が望まれた。

工学的にはシビアアクシデントの発生率は既に十分低いものの、より一層のリスク低減を目指して、電気事業者において自主的にAMを整備することは強く奨励されるべき、との原子力安全委員会決定(平成4年5月)を受けて、通商産業省(当時)は、軽水型原子力発電所の原子炉施設毎に、AM整備の有効性評価の観点から PSA(運転時における炉心及び格納容器の健全性に関する PSA)を実施し、AMを整備することなどを電気事業者に対して要請(平成4年7月)した。その要請に対して電気事業者は、平成14年5月に既設原子炉施設に対するAMの整備を完了し、原子力安全・保安院に報告した。原子力安全・保安院は、電気事業者の報告書を評価し、平成14年10月に評価報告書を取りまとめて公表した。なお、定期安全レビューにおいて、AMによる安全性向上の効果について確認し、AM整備が有効であるか否かの評価がなされている。

2. 定期安全レビュー(PSR)における安全評価

平成4年6月に、通商産業省(当時)は原子力発電所を有する電気事業者に対して、総合予防保全の観点から、運転開始後相当の年数が経過した原子力発電所において、定期安全レビュー(以下「PSR」という。)を実施するよう要請した。

⁸ 設計基準事象を大幅に超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では適切な炉心の冷却又は反応度の制御が出来ない状態であり、その結果、炉心の重大な損傷に至る事象。シビアアクシデントの重大さは、その損傷の程度や格納容器の健全性の喪失程度による。

⁹ 設計基準事象を超え、炉心が大きく損傷するおそれのある事態が万一発生したとしても、現在の設計に含まれる安全余裕や安全設計上想定した本来の機能以外にも期待し得る機能又はそうした事態に備えて新規に設置した機器等を有効に活用することによって、それがシビアアクシデントに拡大するのを防止するため、又はシビアアクシデントに拡大した場合にもその影響を緩和するために採られる措置をいう。

PSR は、PSA も併せて活用し、電気事業者が対象となる原子力発電所の運転開始以来行ってきた保安活動を約10年毎に評価し、必要に応じて安全性向上のために有効な追加措置を抽出することにより、今後、当該原子力発電所が最新の原子力発電所と同等の高い水準を維持しつつ安全運転を継続できる見通しを得るための取り組みである。

原子力発電所の安全性を包括的かつ定量的に評価し把握するために、原子力発電所で発生する可能性のある異常事象を広範囲に想定してPSA(運転時における炉心及び格納容器の健全性に関するPSA並びに停止時における炉心の健全性に関するPSA)を実施しており、現状の高い安全性を一層向上させる検討を行う上で有効な役割を果たしている。

3. 安全審査(設置許可段階)における判断基準

(1) 航空機落下確率

原子炉施設への航空機落下に対する考慮については、原子力安全委員会が定めた「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針(平成2年8月30日)(以下「設計審査指針」という。)」の「指針3. 外部人為事象に対する設計上の考慮」第1項において、「想定される外部人為事象」の一つとして取り上げられている。このため、原子炉設置(変更)許可申請に係る安全審査において、原子炉施設への航空機落下を「想定される外部人為事象」として設計上考慮を必要とするか否かの判断が必要となるが、この判断の際に、原子炉施設へ航空機が落下する確率等を評価し、判断基準を満たすか否かを確認している。また、航空機落下評価全般を対象とした標準的な手法を明示するため、平成14年7月に原子力安全・保安部会原子炉安全小委員会において「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準について」がとりまとめられている。

(2) タービンミサイル現象による影響評価

原子炉施設へのタービンミサイル現象¹⁰に対する考慮については、設計審査指針の「指針4. 内部発生飛来物に対する設計上の考慮」において、「原子炉施設内部で発生が想定される飛来物」の一つとして取り上げられている。このため、原子炉設置(変更)許可申請に係る安全審査において、原子炉施設へのタービンミサイル現象を「原子炉施設内部で発生が想定される飛来物」として設計上考慮を必要とするか否かの判断が必要となるが、この判断の際に、原子炉施設(原子炉

¹⁰ 回転する蒸気タービンが破損し、円盤や翼が車室を破ってミサイルのように飛び出す現象

や使用済燃料貯蔵プール)が損傷を受ける確率を評価し、判断基準を満たすか否かを確認している。

4. 保安規定における許容待機除外時間(AOT)の評価

平成11年12月の原子炉等規制法の改正により、保安規定の遵守状況に対する検査制度が導入され、これを契機として保安規定の改訂が実施された。この保安規定の改訂の際には、運転上の制限及びこれに対する待機除外時の許容回復時間(許容待機除外時間(以下「AOT」という。))¹¹⁾が追加設定されることとなった。このAOTの追加設定の際に、主として米国標準技術仕様書(STS)を参考に我が国における機器故障率データが考慮され、AOTの妥当性の判断の一助とされている。

なお、財団法人原子力発電技術機構に設置された運転管理検討委員会(班目委員長)において「PSAを活用したAOT評価要領書(平成13年3月)」がとりまとめられており、AOTを設定する場合やAOTを変更する場合の妥当性評価時の標準的な評価方法が提言されている。

5. 浜岡1号機における配管破断事故の影響評価及び対策評価

平成13年11月に発生した浜岡1号機の余熱除去系蒸気凝縮系配管の破断事故の再発防止対策の検討に際し、余熱除去系蒸気凝縮系に特有の配管破断事故を考慮した炉心の健全性に関するPSAを実施し、当該事故で発生した配管破断は、有意なリスクの増加を与える事故ではなかったと評価された。また、提案された複数の対策案¹²⁾はいずれもリスクを低減させる効果を有していると評価された。

¹¹⁾ 原子力発電所の工学的安全施設等の待機冗長系において、待機除外が発生した際に、待機除外のまま原子炉の運転継続が許容される時間

¹²⁾ ①蒸気凝縮系配管内の滞留物除去、②蒸気凝縮系配管分岐部における通常時閉運用の弁設置、③蒸気凝縮系配管を撤去し、同系による運転を行わないとした場合

我が国における PSA 手法等の整備状況

項目 / 年度	1990 年	1995 年	2000 年	2005 年
JNES(旧 NUPEC) における PSA 手法の整備	a. 内的事象 PSA ・出力運転時	1986 年頃～ レベル1PSA 手法の整備 1988 年頃～ レベル2PSA 手法の整備	レベル1PSA 手法の整備 レベル2PSA 手法の整備 レベル3PSA 手法の整備	最新技術の導入 ソースターム解析 レベル3PSA 手法の整備
	・停止時	レベル1PSA 手法の整備	レベル1PSA 手法の整備	レベル2PSA 手法の整備
	b. 地震 PSA ・出力運転時		レベル1PSA 手法の整備	レベル2PSA 手法の整備 レベル3PSA 手法の整備 レベル1PSA 手法の整備
	・停止時		レベル1PSA 手法の整備	レベル1PSA 手法の整備
PSA の標準化	d. データベースの整備 ・米国外データベース ・国内データベースの活用	1986 年頃～ PSA 用データベースの整備	感度解析として電中研データベースを使用し参考評価(レベル1PSA)	
	a. 原安協 PSA 手順書	出力運転時内的事象 PSA(レベル1)手順書 24 出力運転時内的事象 PSA(レベル2)手順書 93.5		出力運転時地震 PSA(レベル1/2)手順書
	b. 日本原子力学会 PSA 標準		停止時内的事象 PSA(レベル1)標準 022	出力運転時地震 PSA(レベル1/2)標準 出力運転時内的事象 PSA(レベル1/2)標準
	c. データベース	原安協国内データベース 97.3		電中研 NUCA 国内データベース

平成16年10月18日
経済産業省
原子力安全・保安院

軽水型原子力発電所における「アクシデントマネジメント整備後確率論的安全評価」に関する評価について

各電気事業者が原子力安全・保安院（以下「当院」という。）に対し、提出した「アクシデントマネジメント整備後確率論的安全評価報告書」（平成16年3月）について、当院にて評価した結果は、以下のとおりである。

1. 経緯

(1) 「アクシデントマネジメント (AM) (注1)」は、電気事業者の自主的な保安措置としてその整備が進められてきたものであり、運転中の52基への整備が平成14年度までに全て完了し、当院はその内容を精査し、「軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備結果について評価報告書 (平成14年10月)」にて公表しているところである。

注1：原子力発電所が設計基準事象を超えた場合において、炉心が大きく損傷する、いわゆる過酷事象(シビアアクシデント)に拡大するのを防止し、若しくは影響を緩和するために採られる、事故時における運転管理手法及び事故対応のための設備の整備。例えば、非常用炉心冷却系が機能しない場合に、消火水を利用して炉心を冷却することや、当該プラントの電源が喪失した場合に、隣接プラントから電源を供給する等の方策の整備。

(2) 平成14年度時点では確率論的安全評価(以下「PSA (Probabilistic Safety Assessment) (注2)」という。)は代表炉等(注3)について実施していたが、当院では、代表炉等以外の全ての原子炉施設についても炉心及び格納容器の健全性に関するPSAを実施し、その結果を公開することは情報公開や安全確保の説明の観点から重要であるとの認識のもと、電気事業者に対して残りの原子炉施設に関するPSAの実施を要請していた。

注2：原子力施設において発生しうる事故を対象に、その発生頻度とそれがもたらす影響の大きさを推定することによって「リスク」を求め、施設の

安全性を総合的に評価する方法。AM整備によってPSA結果としての炉心損傷頻度等が低くなるということは、「リスク」がより低くなっていると言える。

注3：既設の原子炉施設全52基のうち、

代表炉等 : 13基

今回の対象炉 : 39基

(3) 各電気事業者は本年3月に各原子炉施設のPSA結果を「アクシデントマネジメント整備後確率論的安全評価報告書」として当院に提出するとともに公表した。

2. 当院における評価結果

(1) 当院として、各電気事業者が代表炉等以外の全ての原子炉施設についても炉心及び格納容器の健全性に関するPSAを実施し、その結果を公開したことは、情報公開や安全確保の説明の観点から評価できる。

(2) 各電気事業者の報告書における原子炉施設のPSA結果について、代表炉との比較の観点から、全炉心損傷頻度に着目し、PSA結果に有意な差が認められるものについてその要因（例えば系統構成の違い等）を分析した。

さらに、当該要因について、PSA結果の代表炉との相違を定量的に評価するため、独立行政法人原子力安全基盤機構において、代表炉のモデルの変更を行い、感度解析を実施した。

当院としては、各電気事業者から報告された原子炉施設のPSA結果は、いずれも代表炉とほぼ同様であるか、有意な差が認められるものについても系統構成の相違等明確な要因に基づくものであることを確認しており、妥当なものであると評価する。

また、AM策の整備により全原子炉施設においてPSA結果としての炉心損傷頻度等が低くなっており、安全性が向上していることを再確認できた。

別添；軽水型原子力発電所における「アクシデントマネジメント整備後確率論的安全評価」に関する評価報告書

【問い合わせ先】

原子力安全・保安院

原子力防災課 白神、路次

電話：03-3501-1511（内）4911

軽水型原子力発電所における
「アクシデントマネジメント整備後確率論的安全評価」
に関する評価報告書

平成16年10月

経済産業省

原子力安全・保安院

- 目次 -

1. はじめに	1
2. 今回の評価対象施設と評価方法	2
3. 確率論的安全評価(P S A)手法	5
4. 確率論的安全評価(P S A)結果	6
5. おわりに	15
添付資料	16

1. はじめに

通商産業省（当時）は、「原子炉設置者が自主的にアクシデントマネジメント（以下「AM」という。）を整備することは強く奨励されるべき」との原子力安全委員会決定（平成4年5月）を受けて、平成4年7月に軽水型原子力発電所の原子炉施設ごとに確率論的安全評価（以下「PSA」という。）を実施し、AMの検討をすること、それらの結果を報告すること、及び検討結果を踏まえてAMを整備することを電気事業者に対して要請した。

その要請に対して電気事業者は、電気事業者の技術的知見に依拠する自主的な保安措置として、運転中及び建設中の原子炉施設に対するAMの整備方針をとりまとめ平成6年3月に通商産業省（当時）に報告するとともに、AMの整備につとめ、平成14年5月には、既設原子炉施設52基に対する整備を完了し、代表炉等（2.1参照）に関するPSA結果を含めて原子力安全・保安院（以下「当院」という。）に最終報告した。

当院は、電気事業者の報告書を精査し、「軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備結果について 評価報告書」（平成14年10月）にて、AM整備の有効性を含めて総合的な評価結果をとりまとめ公表している。

当院では、代表炉等以外の全ての原子炉施設についても炉心及び格納容器の健全性に関するPSAを実施し、その結果を公開することは情報公開や安全確保の説明の観点から重要であるとの認識のもと、電気事業者に対して残りの原子炉施設に関するPSAの実施を要請した（平成14年1月）。

これを受けて電気事業者は、平成16年3月に、「アクシデントマネジメント整備後確率論的安全評価報告書」を当院に提出した。

当院は、平成14年10月の報告書においてAM整備の有効性を評価済みであることを踏まえ、本評価においては、代表炉以外の原子炉施設におけるPSAの結果と代表炉の結果の比較を行い、AM整備の有効性を再確認することとした。

この評価の目的は、電気事業者が実施したAM整備の有効性をPSAの結果をもとに確認することであり、本報告書は当院の評価結果をとりまとめたものである。

2. 今回の評価対象施設と評価方法

2.1 評価対象施設

平成14年度の評価報告にあたり、電気事業者は、我が国では原子力発電所の設計の標準化が進んでいることを踏まえて、原子炉型式、格納容器型式等でBWR型原子炉施設、PWR型原子炉施設のそれぞれについて4タイプの代表炉等に対してAM策導入前後のPSAを実施し、整備したAMの有効性を評価した。

また、当院でも、(財)原子力発電技術機構 原子力安全解析所(当時)(現在、独立行政法人原子力安全基盤機構 解析評価部)に委託して、電気事業者とは独立にその有効性を確認した。

今回のPSA実施は既設の全軽水型原子力発電所のうち、代表炉等以外の全ての炉を対象としたものであり、対象施設は以下のとおりである。

(1) BWR型原子炉施設(添付1-1参照)

- ① タイプA: Mark-I格納容器を有するBWR2型炉及びBWR3型炉
(代表炉: 福島第一1号炉)
 - ・ 敦賀1号炉(*1)
- ② タイプB: Mark-I格納容器を有するBWR4型炉(代表炉: 福島第一2号炉)
 - ・ 女川1号炉(*1)
 - ・ 福島第一3,4,5号炉
 - ・ 浜岡1,2号炉
 - ・ 島根1号炉
- ③ タイプC: Mark-I改良型、Mark-II、Mark-II改良型の格納容器を有するBWR5型炉(代表炉: 福島第二1号炉)
 - ・ 女川2,3号炉
 - ・ 福島第一6号炉
 - ・ 福島第二2,3,4号炉
 - ・ 東海第二
 - ・ 柏崎刈羽1,2,3,4,5号炉
 - ・ 浜岡3,4号炉
 - ・ 志賀1号炉
 - ・ 島根2号炉
- ④ タイプD: 鉄筋コンクリート製格納容器(RCCV)を有するABWR型炉
(代表炉: 柏崎刈羽6号炉)
 - ・ 柏崎刈羽7号炉

(*1) 敦賀 1 号炉、女川 1 号炉は、代表炉とは一部異なる固有のアクシデントマネジメント策を整備した原子炉施設であるため、平成 14 年度に、代表炉とは別に P S A を実施し評価している。このため、今回の評価対象から除外している。

(2) PWR 型原子炉施設（添付 1-2 参照）

- ① タイプ A : ドライ型鋼製格納容器を有する 2 ループ炉（代表炉：伊方 2 号炉）
 - ・ 泊 1, 2 号炉
 - ・ 美浜 1, 2 号炉
 - ・ 伊方 1 号炉
 - ・ 玄海 1, 2 号炉
- ② タイプ B : ドライ型鋼製格納容器を有する 3 ループ炉（代表炉：高浜 3, 4 号炉）
 - ・ 美浜 3 号炉
 - ・ 高浜 1, 2 号炉
 - ・ 伊方 3 号炉
 - ・ 川内 1, 2 号炉
- ③ タイプ C : アイスコンデンサ型鋼製格納容器を有する 4 ループ炉
（代表炉：大飯 1, 2 号炉）
- ④ タイプ D : ドライ型プレストレストコンクリート製格納容器 (PCCV) を有する 4
ループ炉（代表炉：大飯 3, 4 号炉）
 - ・ 敦賀 2 号炉
 - ・ 玄海 3, 4 号炉

2.2 評価方法

前項に記したように、平成14年度の評価報告にあたり、当院では、(財)原子力発電技術機構 原子力安全解析所(当時)(現在 独立行政法人原子力安全基盤機構 解析評価部(以下「原子力安全基盤機構」という。))に委託して、電気事業者とは独立に代表炉におけるPSAを実施することによりAMの有効性を確認している。

今回は代表炉等以外の全原子炉施設のPSAが出そろったことから、個々の原子炉施設(炉)が属するタイプでの代表炉との比較の観点から、全炉心損傷頻度に着目し、PSA結果に有意な差が認められるものについては、その要因(例えば系統構成の違い等)を分析するとともに、電気事業者とは独立に原子力安全基盤機構において、代表炉のモデルを用いて要因と考えられるモデルの変更を行い、感度解析を実施することにより、PSA結果の代表炉との相違を定量的に評価する。

3. 確率論的安全評価（PSA）手法

炉心及び格納容器の健全性に関するPSAについて、各電気事業者及び原子力安全基盤機構が準拠している評価手法についてまとめた結果を以下に示す。なお、この評価手法は、平成14年度におけるアクシデントマネジメントの整備結果に関する報告で用いた手法と同様である。

(1) 炉心の健全性に関するPSA

炉心の健全性に関するPSA（以下、「レベル1PSA」という。）の実施手順については、電気事業者および原子力安全基盤機構ともに、(財)原子力安全研究協会が発行している確率論的安全評価(レベル1PSA、内的事象)実施手順書に準拠している。

レベル1PSA評価手法(添付2-1 レベル1PSAの作業フロー)では、まず、原子炉を異常な状態にする起因事象の選定を行い、原子炉を安全に停止するための成功基準を決定し、事象の進展を考慮してイベントツリーを作成する。イベントツリーの各要素(以下、「ヘディング」という)に対してフォールトツリー等によりシステムをモデル化し、従属故障及び人間信頼性の解析を行うとともに必要なデータベースを作成後、事象シーケンスを定量化して炉心損傷頻度を評価する。

(2) 格納容器の健全性に関するPSA

格納容器の健全性に関するPSA（以下、「レベル2PSA」という。）の実施手順については、電気事業者及び原子力安全基盤機構共に、(財)原子力安全研究協会が発行している確率論的安全評価(レベル2PSA、内的事象)実施手順書に準拠している。

レベル2PSA評価手法(添付2-2 レベル2PSAの作業フロー)では、まず、レベル1PSAの結果からイベントツリーで定義される事象シーケンス及びその発生頻度を受け、事象シーケンスのグループ化を行うとともにプラント損傷状態を定義した。次に、事象の防止・緩和手段を検討し、格納容器イベントツリーのヘディングを選定するとともに格納容器の健全性が脅かされるモードを検討しイベントツリーを展開する。最後に、事象進展の類似性等の評価を行い、イベントツリーを定量化する。

(3) 機器故障率関連データについて

機器の故障率については、データの整合性から平成14年度におけるアクシデントマネジメントの整備結果に関する報告で用いた機器の故障率のデータと同じものをを用いている。

4. 確率論的安全評価 (PSA) 結果

4.1 BWR 型原子炉施設

4.1.1 電気事業者の PSA 結果

各 BWR 型原子炉施設の炉心損傷頻度 (CDF) 及び格納容器破損頻度 (CFF) を以下に示す。

プラント名	炉心損傷頻度 (/炉年)		格納容器破損頻度 (/炉年)		備考	
	AM前	AM後	AM前	AM後		
BWR2	敦賀1号炉	8.5E-07	9.3E-08	8.8E-08	3.5E-09	
BWR3	福島第一1号炉	7.9E-07	3.1E-07	2.2E-07	1.0E-08	BWR2, 3代表炉
BWR4	福島第一2号炉	4.9E-07	1.6E-07	2.2E-07	1.2E-08	BWR4代表炉
	女川1号炉	8.6E-07	2.1E-08	3.4E-07	3.1E-09	
	福島第一3号炉	3.3E-07	1.3E-07	1.6E-07	1.3E-08	
	福島第一4号炉	3.8E-07	1.5E-07	1.9E-07	1.5E-08	
	福島第一5号炉	2.4E-07	5.5E-08	9.6E-08	6.5E-09	
	浜岡1号炉	4.3E-07	7.9E-08	1.6E-07	8.4E-09	
	浜岡2号炉	3.5E-07	5.7E-08	1.3E-07	8.1E-09	
	島根1号炉	4.2E-07	1.0E-07	2.0E-07	1.6E-08	
BWR5	福島第二1号炉	2.3E-07	2.4E-08	1.1E-07	5.5E-09	BWR5代表炉
	女川2号炉	1.2E-07	2.8E-09	3.5E-08	3.2E-10	
	女川3号炉	1.4E-07	8.7E-09	4.1E-08	4.5E-10	
	福島第一6号炉	1.5E-07	9.1E-09	7.3E-08	3.0E-09	
	福島第二2号炉	1.8E-07	1.7E-08	7.2E-08	3.0E-09	
	福島第二3号炉	1.7E-07	1.5E-08	7.5E-08	2.8E-09	
	福島第二4号炉	1.7E-07	1.6E-08	6.9E-08	3.1E-09	
	柏崎刈羽1号炉	2.2E-07	1.5E-08	1.1E-07	2.9E-09	
	柏崎刈羽2号炉	1.1E-07	3.8E-09	3.4E-08	7.0E-10	
	柏崎刈羽3号炉	1.1E-07	4.7E-09	3.8E-08	8.9E-10	
	柏崎刈羽4号炉	1.1E-07	4.7E-09	3.8E-08	8.9E-10	
	柏崎刈羽5号炉	1.2E-07	4.6E-09	3.9E-08	8.0E-10	
	浜岡3号炉	8.1E-08	4.3E-09	4.1E-08	2.4E-09	
	浜岡4号炉	7.1E-08	3.3E-09	3.4E-08	1.9E-09	
	志賀1号炉	9.2E-08	4.0E-09	3.8E-08	1.1E-09	
	島根2号炉	1.4E-07	3.9E-09	4.6E-08	6.6E-10	
東海第二	2.0E-07	2.0E-08	9.5E-08	5.4E-09		
ABWR	柏崎刈羽6号炉	2.8E-08	1.7E-08	1.5E-08	1.2E-09	ABWR代表炉
	柏崎刈羽7号炉	2.8E-08	1.7E-08	1.5E-08	1.2E-09	

4.1.2 BWR 型原子炉施設の P S A 結果（炉心損傷頻度）の評価

電気事業者の P S A 結果を「2.2 評価方法」に示した方法により評価した結果を以下に示す。

(1) BWR4 型炉の確率論的安全評価

BWR4 型炉（福島第一 3, 4, 5 号炉、浜岡 1, 2 号炉、島根 1 号炉）の炉心損傷頻度を BWR4 型代表炉（福島第一 2 号炉）と比較した結果を添付 3-1 に示す。本結果から、福島第一 5 号炉の結果に有意な差があると考えられる。

以下、福島第一 5 号炉について具体的に評価する。

① 福島第一 5 号炉の評価

福島第一 5 号炉においては、AM 前の炉心損傷頻度が BWR4 型代表炉と比較して小さい。この要因を以下に分析する。

a. 代表炉との相違点

福島第一 5 号炉においては、BWR4 型炉の代表炉と比較して、AM 前で高圧、低圧注水失敗 (TQUV) シーケンス及び LOCA 時の注水失敗 (LOCA) シーケンスにおける炉心損傷頻度が低い。

b. 相違する主要な要因

福島第一 5 号炉においては、添付 3-2 に示すように低圧系注入弁の炉圧低下開許可信号の構成機器が代表炉と比較して少ないため、機器の故障率が低い。

この理由で、低圧注水失敗 (TQUV) シーケンス及び LOCA 時の注水失敗 (LOCA) シーケンスの炉心損傷頻度が低くなっている。

原子力安全基盤機構において、BWR4 型代表炉のデータを用いて低圧系注入弁の炉圧低下開許可信号部分をモデル変更した模擬モデルを用いて定量評価を行った。この結果、添付 3-3 に示すように AM 前の炉心損傷頻度について電気事業者が実施した PSA 結果とほぼ同様となり、炉心損傷頻度の相違が合理的に説明できる。

(2) BWR5 型炉の確率論的安全評価

BWR5 型炉（女川 2, 3 号炉、福島第一 6 号炉、福島第二 2, 3, 4 号炉、東海第二、柏崎刈羽 1, 2, 3, 4, 5 号炉、浜岡 3, 4 号炉、志賀 1 号炉、島根 2 号炉）の炉心損傷頻度を BWR5 型代表炉（福島第二 1 号炉）と比較した結果を添付 3-4 に示す。本結果から、柏崎刈羽 2, 3, 4, 5 号炉、島根 2 号炉、女川 2, 3 号炉の結果に有意な差があると考えられる。また、浜岡 3, 4 号炉、志賀 1 号炉の結果においても、BWR5 型代表炉とは有意な差があると考えられる。

以下、柏崎刈羽 2, 3, 4, 5 号炉、島根 2 号炉、女川 2, 3 号炉の代表として柏崎刈羽 2 号炉について具体的に評価する。また、浜岡 3, 4 号炉、志賀 1 号炉の代表として、

浜岡 3 号炉について具体的に評価する。

① 柏崎刈羽 2 号炉の評価

補機冷却系の構成がほぼ同じである柏崎刈羽 2, 3, 4, 5 号炉、島根 2 号炉、女川 2, 3 号炉においては、AM 前後の炉心損傷頻度が BWR5 型代表炉と比較して小さい。このため、柏崎刈羽 2 号炉を代表として要因を以下に分析する。

a. 代表炉との相違点

柏崎刈羽 2 号炉においては、BWR5 型炉の代表炉と比較して、AM 前で高圧、低圧注水失敗 (TQUV) シーケンス、崩壊熱除去失敗 (TW) シーケンス及び LOCA 時の注水失敗 (LOCA) シーケンスにおける炉心損傷頻度が低い。

b. 相違する主要な要因

BWR5 型代表炉と柏崎刈羽 2 号炉で相違が生じた主要な要因は、柏崎刈羽 2 号炉の ECCS サポート系の中間ループは冗長化されているため、ECCS 系の非信頼度が相対的に小さく、崩壊熱除去失敗 (TW) シーケンス及び LOCA 時の注水失敗 (LOCA) シーケンスにおける炉心損傷頻度が低くなっているためである。

ECCS 系のサポート系について、BWR5 型代表炉と柏崎刈羽 2 号炉とを比較すると、添付 3-5 に示すように補機冷却系の構成及び運用が異なっている。

原子力安全基盤機構において、BWR5 型代表炉のデータを用いてサポート系を柏崎刈羽 2 号炉のサポート系にモデル変更した模擬モデルを用いて定量評価を行った。この結果、添付 3-6 に示すように AM 前の炉心損傷頻度について電気事業者が実施した PSA 結果とほぼ同様となり、炉心損傷頻度の相違が合理的に説明できる。

② 浜岡 3 号炉の評価

補機冷却系の構成がほぼ同じである浜岡 3, 4 号炉、志賀 1 号炉においては、AM 前の炉心損傷頻度が BWR5 型代表炉と比較して小さい。このため、浜岡 3 号炉を代表として要因を以下に分析する。

a. 代表炉との相違点

浜岡 3 号炉においては、BWR5 型炉の代表炉と比較して、AM 前で高圧、低圧注水失敗 (TQUV) シーケンス、崩壊熱除去失敗 (TW) シーケンス及び LOCA 時の注水失敗 (LOCA) シーケンスにおける炉心損傷頻度が低い。

b. 相違する主要な要因

BWR5 型代表炉と浜岡 3 号炉で相違が生じた主要な要因は、浜岡 3 号炉においては、補機冷却系は常時運転しており起動失敗等の故障要因を考慮する必要がないため、炉心損傷頻度が低くなっているためである。

ECCS 系のサポート系について、BWR5 型代表炉と浜岡 3 号炉とを比較すると、添

付 3-7 に示すように補機冷却系の構成及び運用が異なっている。

原子力安全基盤機構において、BWR5 型代表炉のデータを用いてサポート系を浜岡 3 号炉のサポート系にモデル変更した模擬モデルを用いて定量評価を行った。この結果、添付 3-8 に示すように AM 前の炉心損傷頻度について電気事業者が実施した PSA 結果とほぼ同様となり、炉心損傷頻度の相違が合理的に説明できる。

(3) ABWR 型炉の確率論的安全評価

ABWR 型炉(柏崎刈羽 7 号炉)の炉心損傷頻度は、ABWR 代表炉(柏崎刈羽 6 号炉)と同じである。このことから、柏崎刈羽 7 号炉については、電気事業者が当院に報告した確率論的安全評価は妥当なものと判断される。

4.1.3 BWR 型原子炉施設の P S A 結果(格納容器破損頻度)の評価

格納容器破損頻度(GFF)の相違は、炉心損傷頻度(GDF)の相違によるところが大きい。格納容器破損モードごとの格納容器破損頻度は、複数のプラント損傷状態によって引き起こされた同一の破損モードの和で表される。このため、炉心損傷頻度の相違が合理的に説明できることにより、格納容器破損頻度の相違も妥当であると判断される。

4.2 PWR 型原子炉施設

4.2.1 電気事業者のPSA結果

各 PWR 型原子炉施設の炉心損傷頻度 (CDF) 及び格納容器破損頻度 (CFF) を以下に示す。

プラント名		炉心損傷頻度(／炉年)		格納容器破損頻度(／炉年)		
		AM前	AM後	AM前	AM後	
2 ループ ドライ型	伊方 2 号炉	1.4E-06	6.0E-07	5.2E-07	7.8E-08	代表炉
	泊 1 号炉	8.4E-07	3.5E-07	2.7E-07	3.5E-08	
	泊 2 号炉	8.4E-07	3.5E-07	2.7E-07	3.5E-08	
	美浜 1 号炉	7.4E-07	3.3E-07	2.8E-07	3.2E-08	
	美浜 2 号炉	1.1E-06	5.7E-07	2.3E-07	4.5E-08	
	伊方 1 号炉	1.2E-06	5.2E-07	4.5E-07	7.4E-08	
	玄海 1 号炉	1.2E-06	5.0E-07	4.9E-07	1.1E-07	
	玄海 2 号炉	1.2E-06	4.8E-07	4.7E-07	9.6E-08	
3 ループ ドライ型	高浜 3 号炉	7.8E-07	2.8E-07	1.2E-07	2.5E-08	代表炉
	高浜 4 号炉	7.8E-07	2.8E-07	1.2E-07	2.5E-08	代表炉
	美浜 3 号炉	1.2E-06	4.9E-07	1.8E-07	9.8E-08	
	高浜 1 号炉	9.6E-07	3.4E-07	1.5E-07	9.6E-08	
	高浜 2 号炉	9.6E-07	3.4E-07	1.5E-07	9.6E-08	
	伊方 3 号炉	2.9E-07	1.5E-07	8.3E-08	2.2E-08	
	川内 1 号炉	8.1E-07	3.2E-07	9.8E-08	3.1E-08	
	川内 2 号炉	8.1E-07	3.2E-07	9.8E-08	3.1E-08	
4 ループ アイス コンデンサ型	大飯 1 号炉	1.1E-06	3.8E-07	3.1E-07	1.0E-07	代表炉
	大飯 2 号炉	1.1E-06	3.8E-07	3.1E-07	1.0E-07	代表炉
4 ループ ドライ型	大飯 3 号炉	2.7E-07	1.7E-07	4.2E-08	1.0E-08	代表炉
	大飯 4 号炉	2.7E-07	1.7E-07	4.2E-08	1.0E-08	代表炉
	敦賀 2 号炉	8.4E-07	2.1E-07	1.2E-07	3.4E-08	
	玄海 3 号炉	2.4E-07	1.2E-07	5.3E-08	1.4E-08	
	玄海 4 号炉	2.4E-07	1.2E-07	5.3E-08	1.4E-08	

4.2.2 PWR型原子炉施設のPSA結果（炉心損傷頻度）の評価

電気事業者のPSA結果を「2.2 評価方法」に示した方法により評価した結果を以下に示す。

(1) ドライ型2ループ炉の確率論的安全評価

ドライ型2ループ炉（泊1,2号炉、美浜1,2号炉、伊方1号炉、玄海1,2号炉）における炉心損傷頻度をドライ型2ループ代表炉（伊方2号炉）と比較した結果を添付4-1に示す。本結果から泊1,2号炉及び美浜1号炉の結果に有意な差があると考えられる。

以下、泊1,2号炉及び美浜1号炉について具体的に評価する。

① 泊1,2号炉の評価

泊1,2号炉においては、AM整備前の炉心損傷頻度が代表炉と比較して低い。この要因を以下に分析する。

a. 代表炉との相違点

泊1,2号炉は、全炉心損傷頻度に対して寄与の大きな「ECCS再循環機能喪失」の炉心損傷頻度がAM整備前において代表炉に比べて低い。

b. 相違する主要な要因

再循環切替操作に関して、代表炉は手動による切替えであるが、泊1,2号炉は自動切替の設計となっており、切替操作に係る信頼性が高い。このため、「ECCS再循環機能喪失」の炉心損傷頻度が低くなっている。

原子力安全基盤機構において、代表炉のデータを用いて再循環切替に係るモデルを変更して定量評価を行った。この結果、添付4-2に示すようにAM前の炉心損傷頻度について電気事業者が実施したPSA結果とほぼ同様となり、炉心損傷頻度の相違が合理的に説明できる。

なお、代替再循環のAM策に関して、添付4-3に示すように代表炉が原子炉格納容器内に代替再循環ポンプを設置する方式であるのに対して、泊1,2号炉は余熱除去冷却器の出口配管と原子炉格納容器スプレイ冷却器の出口配管の間にタイラインを設置する方式を採用している。原子力安全基盤機構において、代表炉のデータを用いて代替再循環方式に係るモデルを変更して定量評価を行った結果、添付4-4に示すように泊1,2号炉のタイライン方式は、代表炉の代替再循環ポンプ方式と同程度の有効性があることを確認した。

② 美浜1号炉の評価

美浜1号炉は、AM整備前の全炉心損傷頻度が代表炉と比較して低い。この要因

を以下に分析する。

a. 代表炉との相違点。

美浜1号炉は、全炉心損傷頻度に対して寄与の大きな「ECCS再循環機能喪失」の炉心損傷頻度がAM整備前において代表炉に比べて低い。

b. 相違する主要な要因

再循環サンプの隔離弁の構成に関して、添付4-5に示すように、A系及びB系とも第一隔離弁と第二隔離弁の直列構成となっているが、代表炉が両弁とも閉運用であるのに対して、美浜1号炉は、第二隔離弁を常時開運用としており再循環操作に係る信頼性が高くなっている。このため「ECCS再循環機能喪失」の炉心損傷頻度が低い。

原子力安全基盤機構において、代表炉のデータを用いて当該弁に係る運用を変更して定量評価を行った。この結果、添付4-6に示すようにAM前の炉心損傷頻度について電気事業者が実施したPSA結果とほぼ同様となり、炉心損傷頻度の相違が合理的に説明できる。

(2) ドライ型3ループ炉の確率論的安全評価

ドライ型3ループ炉（美浜3号炉、高浜1,2号炉、伊方3号炉、川内1,2号炉）の炉心損傷頻度をドライ型3ループ代表炉（高浜3,4号炉）と比較した結果を添付4-7に示す。本結果から、伊方3号炉の結果に有意な差があると考えられる。

以下、伊方3号炉について具体的に評価する。

① 伊方3号炉の評価

伊方3号炉は、AM整備前の全炉心損傷頻度が代表炉と比較して低い。この要因を以下に分析する。

a. 代表炉との相違点

伊方3号炉は、全炉心損傷頻度に対して寄与の大きな「ECCS再循環機能喪失」の炉心損傷頻度がAM整備前において代表炉に比べて低い。

b. 相違する主要な要因

添付4-8に示すように、代表炉は再循環運転時に高圧注入ポンプを運転する際に低圧注入系によるブースティングが必要であるのに対し、伊方3号炉は当該ブースティングが不要であるため非信頼度が低く、このため「ECCS再循環機能喪失」の炉心損傷頻度が低い。

原子力安全基盤機構において、代表炉のデータを用いてブースティングに係る

モデルを変更して定量評価を行った。この結果、添付 4-9 に示すように AM 前の炉心損傷頻度について電気事業者が実施した PSA 結果とほぼ同様となり、炉心損傷頻度の相違が合理的に説明できる。

(3) ドライ型 4 ループ炉の確率論的安全評価

ドライ型 4 ループ炉（敦賀 2 号炉、玄海 3, 4 号炉）の炉心損傷頻度をドライ型 4 ループ代表炉（大飯 3, 4 号炉）と比較した結果を添付 4-10 に示す。本結果から、敦賀 2 号炉の結果に有意な差があると考えられる。

以下、敦賀 2 号炉について具体的に評価する。

① 敦賀 2 号炉の評価

敦賀 2 号炉は、AM 整備前の全炉心損傷頻度が代表炉と比較して高い。この要因を以下に示す。

a. 代表炉との相違点

敦賀 2 号炉においては、全炉心損傷頻度対して寄与の大きな「ECGS 再循環機能喪失」の炉心損傷頻度が AM 整備前において代表炉に比べて高く、また、AM 策後の「ECGS 再循環機能喪失」の炉心損傷頻度が大きく低下している。

b. 相違する主要な要因

添付 4-11 に示すように、代表炉が再循環運転時に高圧注入ポンプを運転する際に低圧系によるブースティングは不要であるのに対し、敦賀 2 号炉は当該ブースティングが必要であるため非信頼度が高い。このため「ECGS 再循環機能喪失」の炉心損傷頻度が高い。また、添付 4-12 に示す余熱除去系—格納容器スプレイ系間のタイライン設置による代替再循環について、敦賀 2 号炉は代表炉と異なり、両トレンともに整備しており、再循環機能及び格納容器冷却機能に対する冗長性が高く、このため、AM 策による効果で「ECGS 再循環機能喪失」の炉心損傷頻度が大きく低下している。

原子力安全基盤機構において、代表炉のデータを用いてブースティングに係るモデルの変更及びタイラインによる代替再循環に係るモデルを変更して定量評価を行った。この結果、添付 4-13 に示すように当該相違に係る炉心損傷頻度について電気事業者が実施した PSA 結果とほぼ同様となり、炉心損傷頻度の相違が合理的に説明できる。

また、AM 後の炉心損傷頻度の定量評価結果から、AM 策の有効性についても確認できた。

4.2.3 PWR 型原子炉施設の P S A 結果（格納容器破損頻度）の評価

格納容器破損頻度 (CFF) の相違は、炉心損傷頻度 (CDF) の相違によるところが大きい。格納容器破損モードごとの格納容器破損頻度は、複数のプラント損傷状態によって引き起こされた同一の破損モードの和で表される。このため、炉心損傷頻度の相違が合理的に説明できることにより、格納容器破損頻度の相違も妥当であると判断される。

5. おわりに

各電気事業者が、代表炉等以外の全ての原子炉施設についても炉心及び格納容器の健全性に関するPSAを実施し、その結果を公開したことは、情報公開や安全確保の説明の観点から評価できる。

また、電気事業者より提出されたPSAに関する報告書に基づき、当該原子炉施設に対するPSA結果について、代表炉におけるPSA結果との対比の中で評価した。

その結果、いずれも代表炉とほぼ同様であるか、有意な差が認められるものについても系統構成の相違等明確な要因に基づくものであることが、原子力安全基盤機構における感度解析によって確認されており、AM策の整備により全原子炉施設の安全性が向上していることを再確認できた。

本件をもって、既設原子炉施設52基のAMに関する確率論的安全評価が全て終了したこととなるが、シビアアクシデントについては物理現象的に未解明な事象もあり、世界的に研究が継続されているところである。

したがって、国内外における安全研究等により有用な知見が得られた場合には、AMに適切に反映させていくことが重要である。

添 付 資 料

添付 1-1 BWR 型原子炉施設のタイプ別分類

タイプ	A	B	C	D
原子炉型式	BWR2, 3	BWR4	BWR5	ABWR
格納容器型式	MARK-I 型	MARK-I 型	MARK-I 改良型 MARK-II 型 MARK-II 改良型	ABWR 型
対象原子炉 施設	福島第一 1 号炉 敦賀 1 号炉(*1)	女川 1 号炉(*1) 福島第一 2, 3, 4, 5 号炉 浜岡 1, 2 号炉 島根 1 号炉	女川 2, 3 号炉 福島第一 6 号炉 福島第二 1, 2, 3, 4 号炉 東海第二 柏崎刈羽 1, 2, 3, 4, 5 号炉 浜岡 3, 4 号炉 志賀 1 号炉 島根 2 号炉	柏崎刈羽 6, 7 号炉

(注) 斜め太字: 代表炉

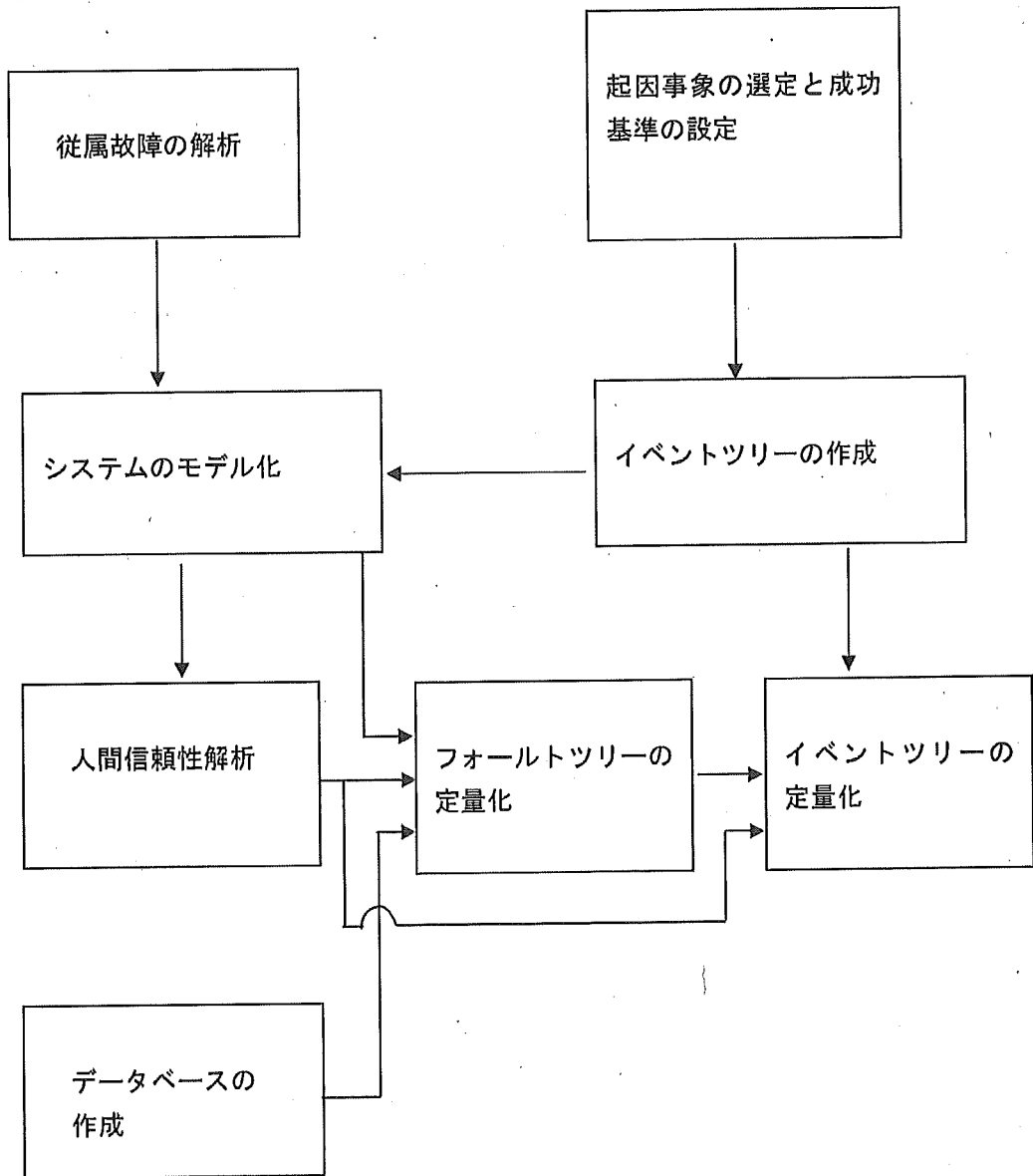
(*1) 代表炉とは一部異なる固有のアクシデントマネジメント策を整備した原子炉施設であるため、平成 14 年度に、代表炉とは別に P S A を実施し評価している。このため、今回の評価対象から除外している。

添付 1-2 PWR 型原子炉施設のタイプ別分類

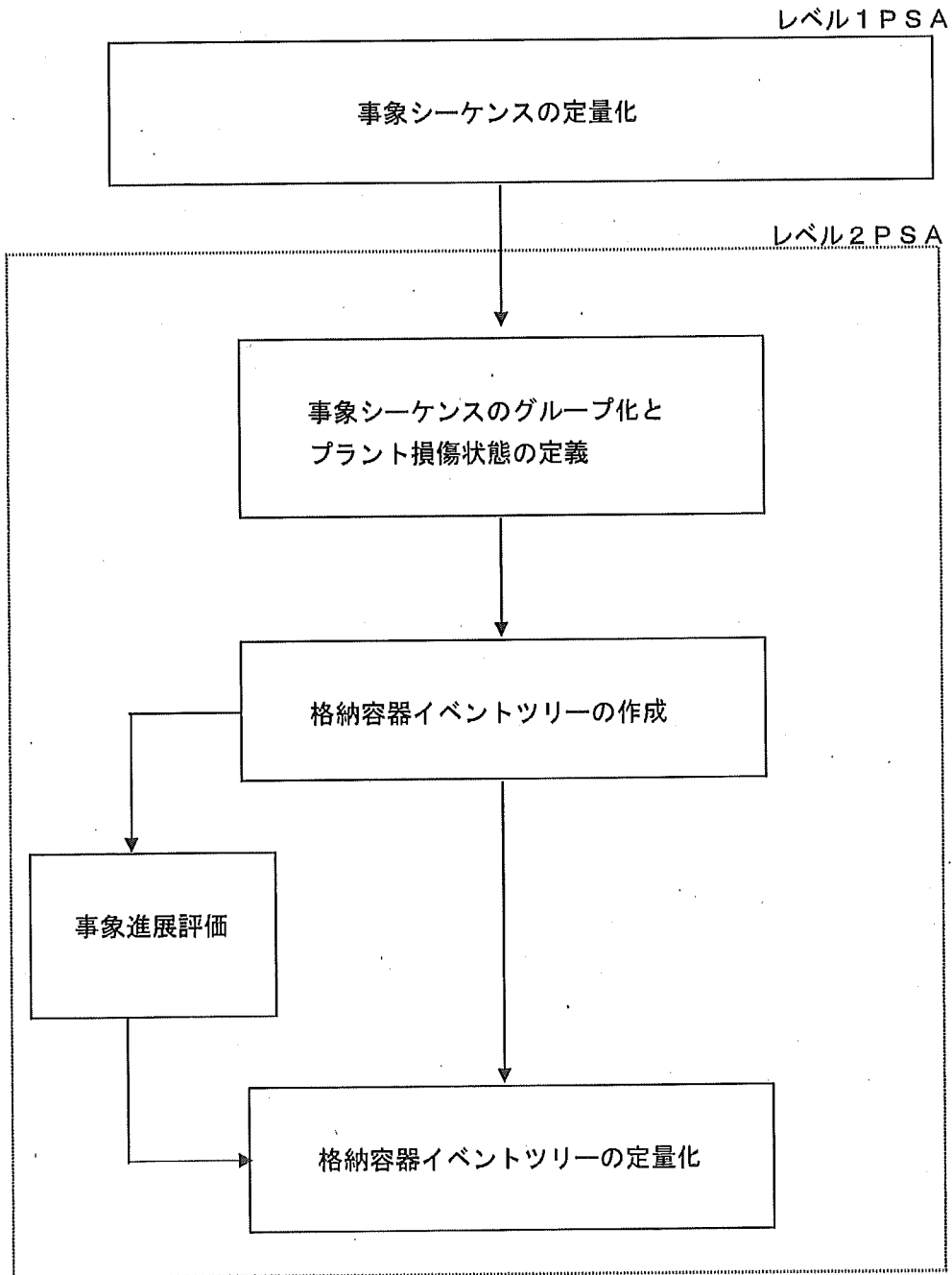
タイプ	A	B	C	D
原子炉型式	2 ループ	3 ループ	4 ループ	4 ループ
格納容器型式	ドライ型鋼製	ドライ型鋼製	7気コンデンサ型鋼製	ドライ型 PCCV
対象原子炉施設	泊 1, 2 号炉 美浜 1, 2 号炉 伊方 1, 2 号炉 玄海 1, 2 号炉	美浜 3 号炉 高浜 1, 2, 3, 4 号炉 伊方 3 号炉 川内 1, 2 号炉	大飯 1, 2 号炉	敦賀 2 号炉 大飯 3, 4 号炉 玄海 3, 4 号炉

(注) 斜め太字: 代表炉

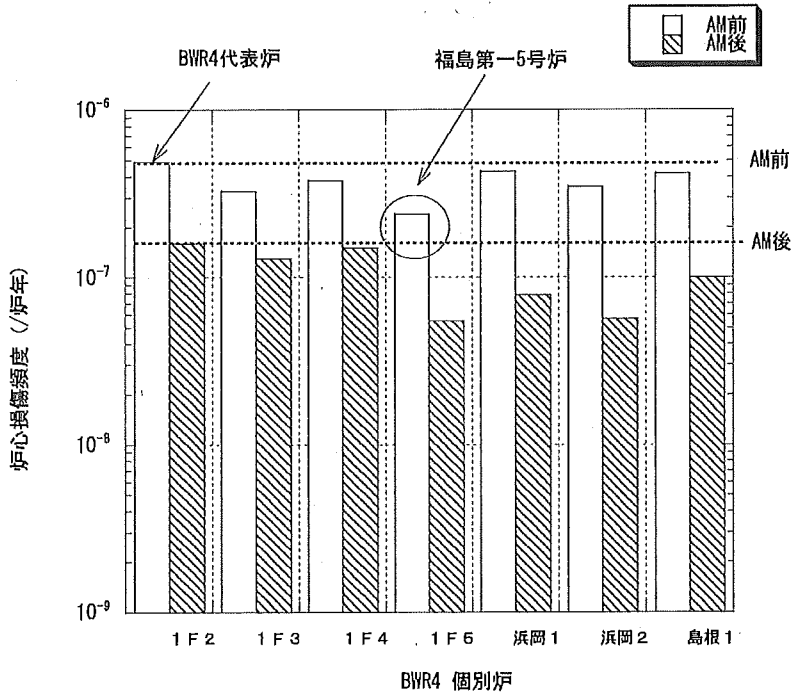
添付 2-1 レベル 1 P S A の作業フロー



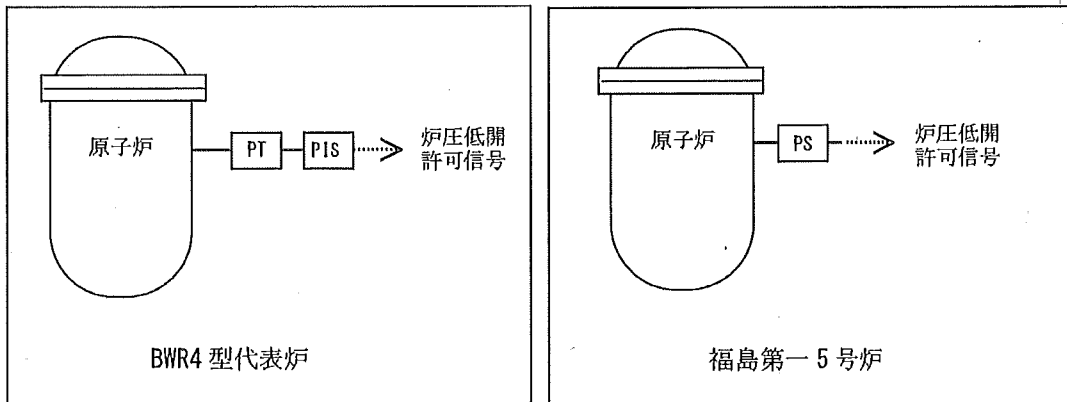
添付 2-2 レベル2 PSAの作業フロー



添付 3-1 BWR4 型炉における炉心損傷頻度の比較



添付 3-2 福島第一 5 号炉のシステムの特徴



(PT:圧カトランスミッタ PIS:圧カスイッチ (指示計付) PS:圧カスイッチ)

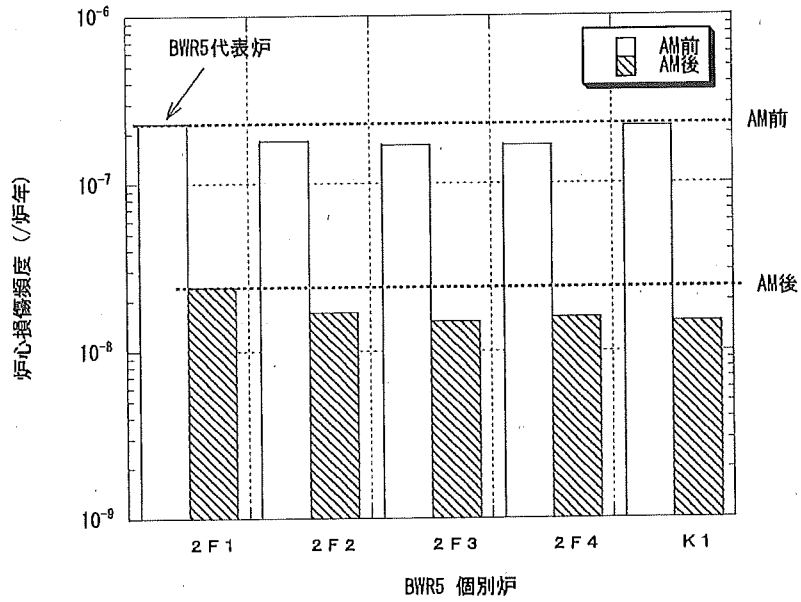
添付 3-3 福島第一 5 号炉を模擬したモデルでの定量評価結果

AM前の炉心損傷頻度の比較						
対象プラント	電気事業者			原子力安全基盤機構 (JNES)		
	代表炉 (福島第一2号炉)	福島第一5号炉	福島第一5号炉 /代表炉	代表炉 ^{(*)1} (福島第一3号炉)	福島第一5号炉を 模擬したモデル	福島第一5号炉 /代表炉
炉心損傷頻度 (/炉年)	4.9E-07	2.4E-07	0.5	3.5E-07	2.2E-07	0.6
福島第一5号炉を模擬したモデル：代表炉 (JNES) に対して、福島第一5号炉の低圧系注入弁の炉圧低下開許可信号を模擬 ・代表炉の炉圧低下開許可信号：圧力トランスミッタ+圧カスイッチ (指示計付) ^{(*)2} ・福島第一5号炉の炉圧低下開許可信号：圧カスイッチ						

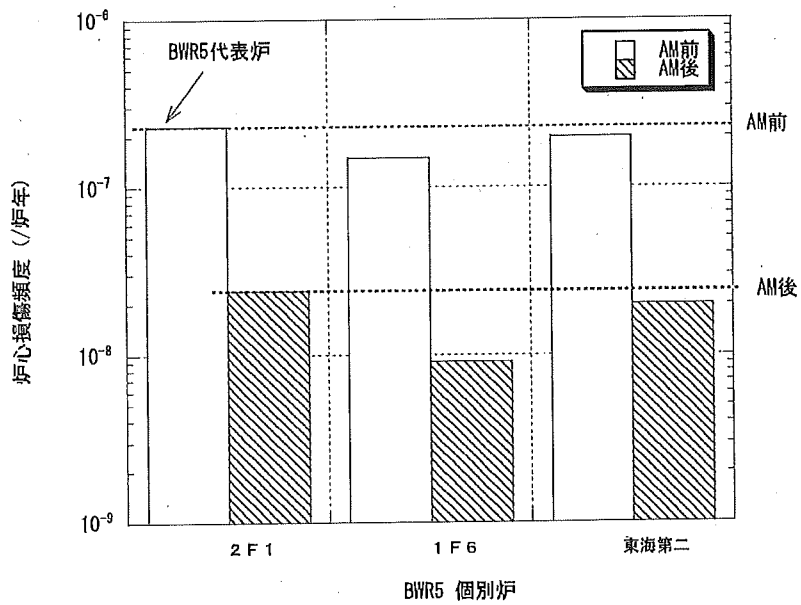
(*)1) JNESでは、BWR4型炉の代表炉として、福島第一3号炉を用いている。

(*)2) 安全保護系のドリフト対策である。
 PSAにおいては構成機器数が増加したため、評価上炉心損傷頻度が高くなっている。
 なお、PSAにおいては、圧カスイッチの故障率に関して、動作要求に対する不動作率を求めていることから、計器のドリフトはPSA結果には影響しない。

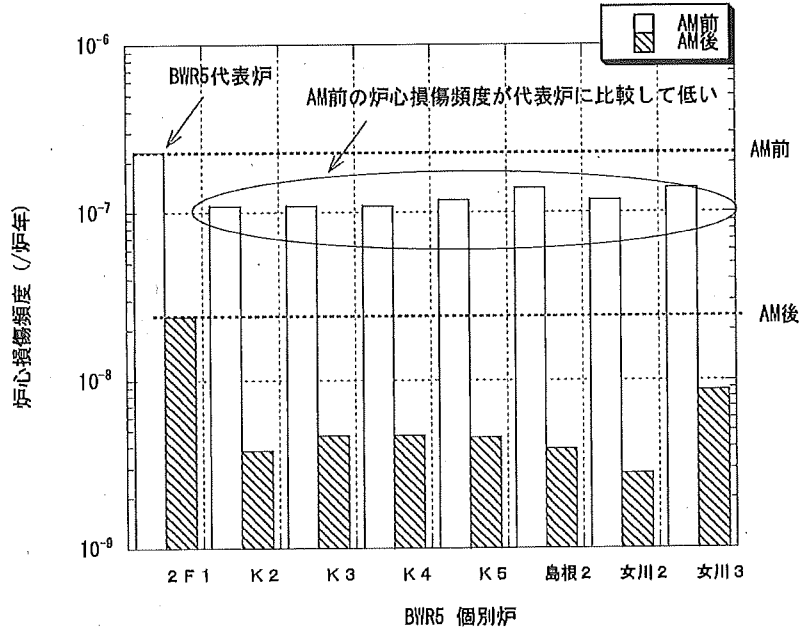
添付 3-4(1) BWR5 型炉における炉心損傷頻度の比較



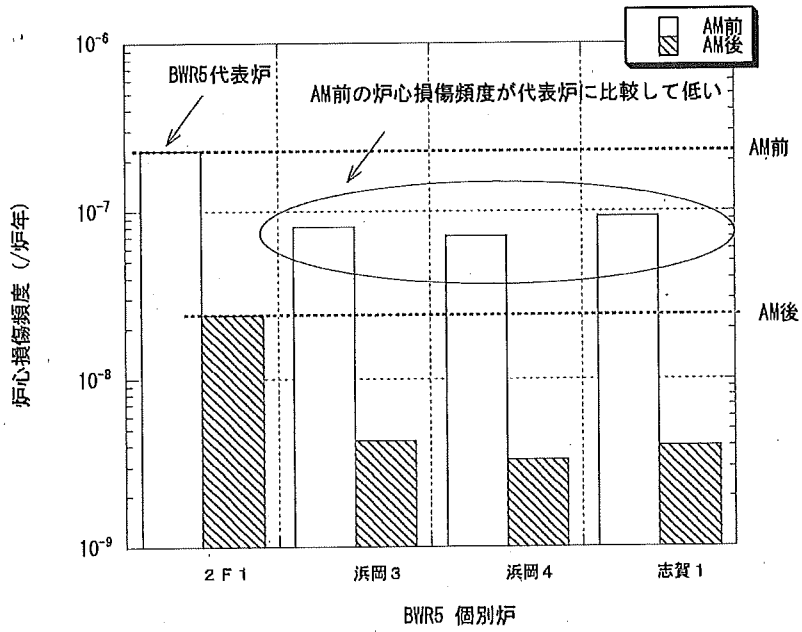
添付 3-4(2) BWR5 型炉における炉心損傷頻度の比較



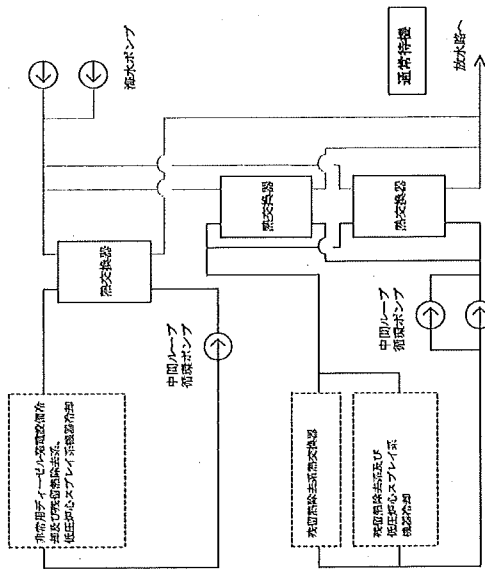
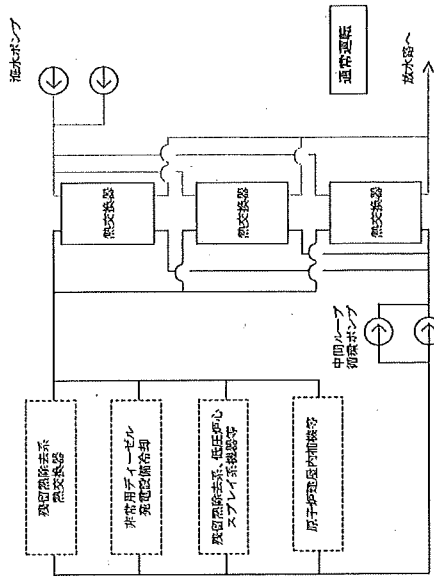
添付 3-4(3) BWR5 型炉における炉心損傷頻度の比較



添付 3-4(4) BWR5 型炉における炉心損傷頻度の比較

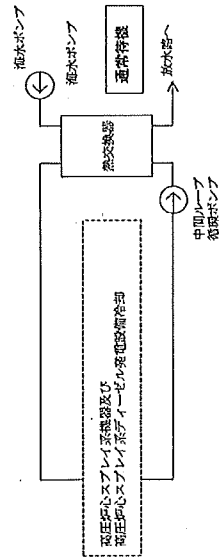
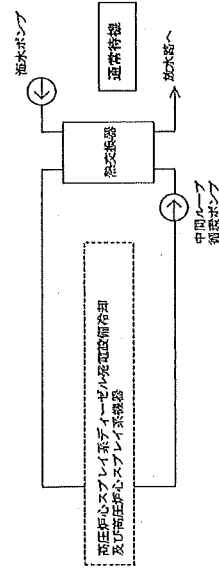


添付 3-5 柏崎刈羽 2 号炉と BWR5 代表炉との補機冷却系の相違点



原子炉補機冷却水系統 (BCW/BSW) 系統図 (A系)
[柏崎刈羽 2号炉]

蒸留熱除去サービスマシステム (RBSW) 系統図 (A系)
[福島第二 1号炉]



高圧炉心スプレッドシステム電磁冷却部 (HPCW/BSW) 系統図
[柏崎刈羽 2号炉]

高圧炉心スプレッドシステム電磁冷却部 (HPCSSW) 系統図
[福島第二 1号炉]

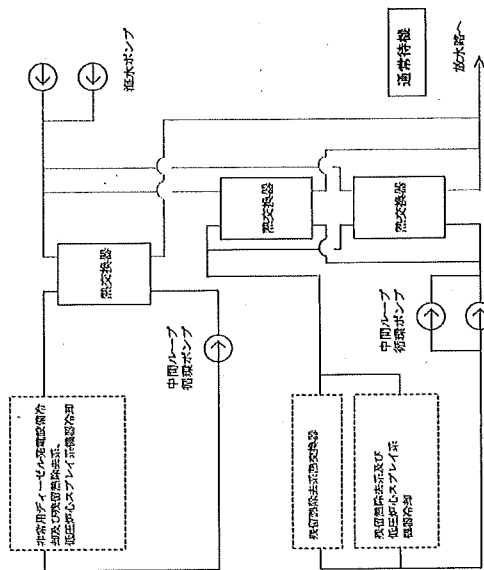
柏崎刈羽 2 号炉

BWR5 代表炉 (福島第二 1 号炉)

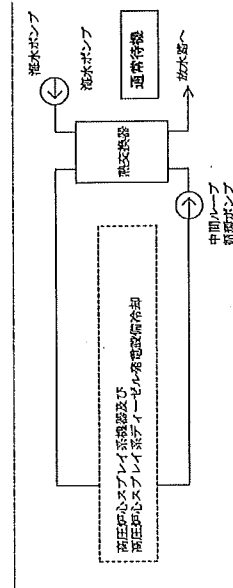
添付 3-6 柏崎刈羽 2 号炉を模擬したモデルでの定量評価結果

AM前の炉心損傷頻度の比較						
対象プラント	電気事業者			原子力安全基盤機構 (JNES)		
	代表炉 (福島第二1号炉)	柏崎刈羽2号炉	柏崎刈羽2号炉 ／代表炉	代表炉 (福島第二1号炉)	柏崎刈羽2号炉を 模擬したモデル	柏崎刈羽2号炉 ／代表炉
炉心損傷頻度 (/炉年)	2.3E-07	1.1E-07	0.5	3.2E-07	2.2E-07	0.7
柏崎刈羽2号炉を模擬したモデル：代表炉(JNES)に対して、柏崎刈羽2号炉の補機冷却系の構成及び運用を模擬						

添付 3-7 浜岡 3 号炉と BWR5 代表炉との補機冷却系の相違点

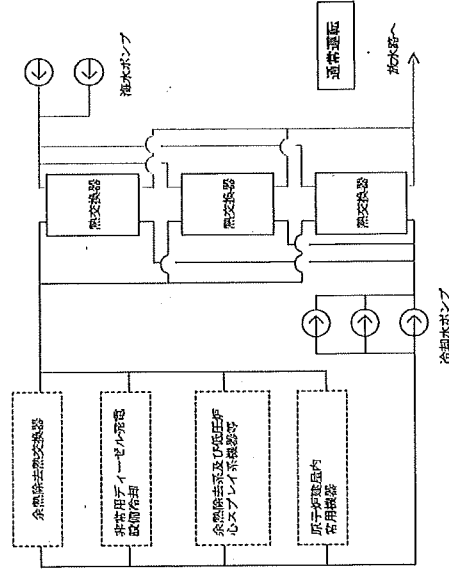


BWR5 代表炉 (福島第二 1 号炉)
[福島第二 1 号炉]

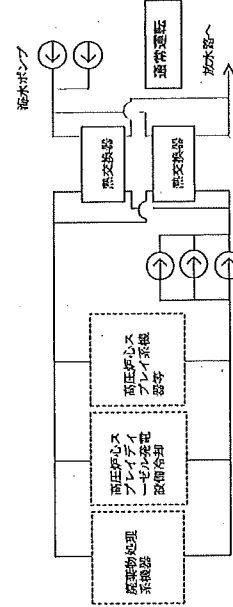


高圧炉心スプレィサービス系 (BWR5T) 系統図
[福島第二 1 号炉]

BWR5 代表炉 (福島第二 1 号炉)



原子炉機器冷却水系 (BWR5/CWS) 系統図 (A 系)
[浜岡 3 号炉]



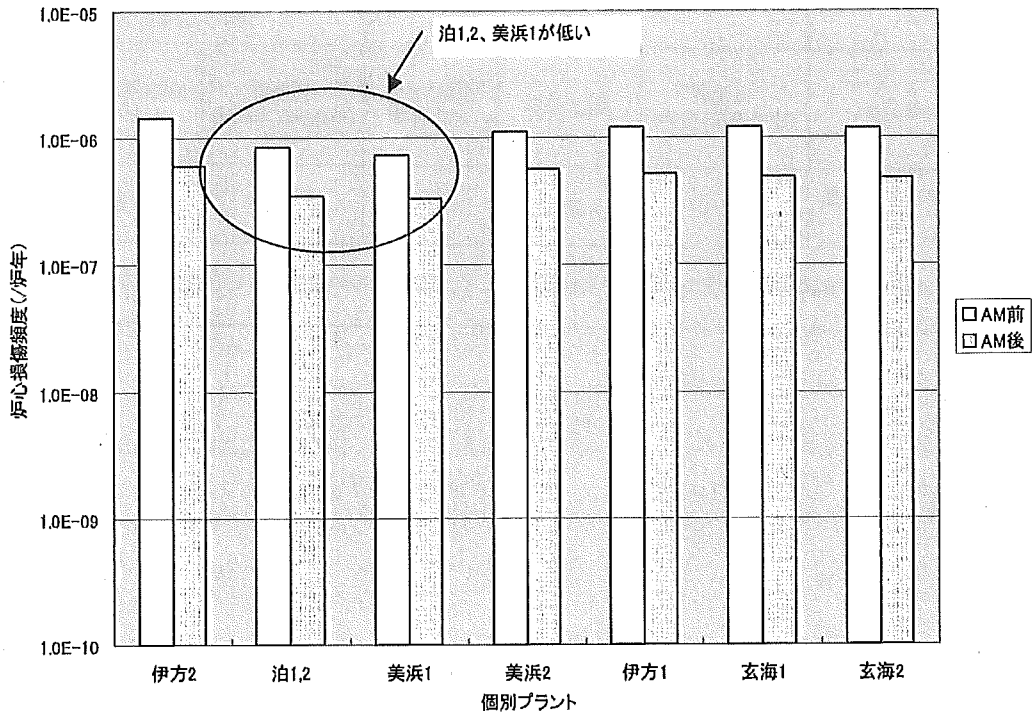
原子炉機器冷却水系 (BWR5T) 系統図
[浜岡 3 号炉]

浜岡 3 号炉

添付 3-8 浜岡 3 号炉を模擬したモデルでの定量評価結果

AM前の炉心損傷頻度の比較						
対象プラント	電気事業者			原子力安全基盤機構 (JNES)		
	代表炉 (福島第二号炉)	浜岡3号炉	浜岡3号炉 ／代表炉	代表炉 (福島第二号炉)	浜岡3号炉を模擬 したモデル	浜岡3号炉 ／代表炉
炉心損傷頻度 (/炉年)	2.3E-07	8.2E-08	0.4	3.2E-07	1.9E-07	0.6
浜岡3号炉を模擬したモデル：代表炉(JNES)に対して、浜岡3号炉の補機冷却系の構成及び運用を模擬						

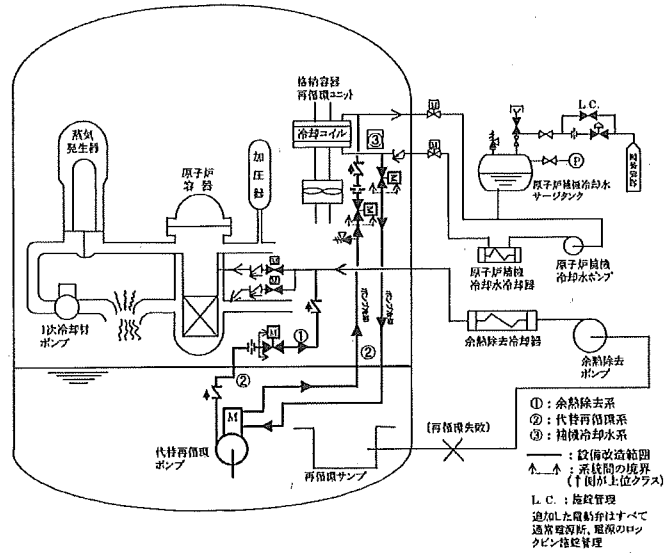
添付 4-1 ドライ型 2 ループ炉における炉心損傷頻度の比較



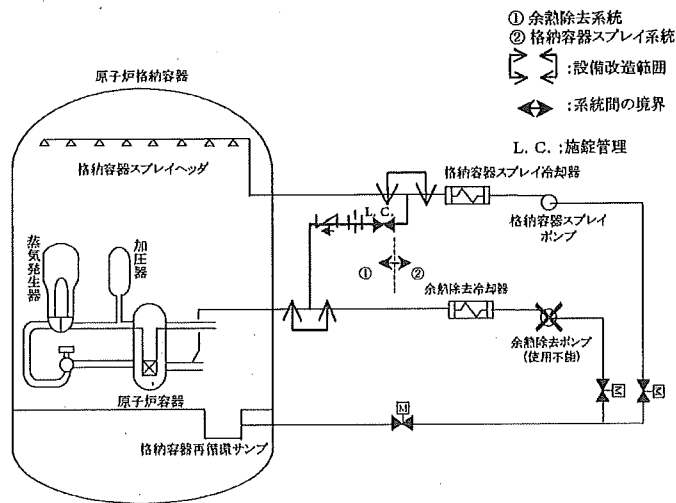
添付 4-2 泊 1,2 号炉を模擬したモデルでの定量評価結果 (AM 前)

AM前の炉心損傷頻度の比較						
対象プラント	電気事業者			原子力安全基盤機構(JNES)		
	代表炉 (伊方2号炉)	泊1,2号炉	泊1,2号炉 ／代表炉	代表炉 (伊方2号炉)	泊1,2号炉を模 擬したモデル	泊1,2号炉 ／代表炉
炉心損傷頻度(/炉年)	1.4E-06	8.4E-07	0.6	1.3E-06	5.8E-07	0.4
泊1,2号炉を模擬したモデル : 代表炉(JNES)に対して、泊1,2の再循環切替操作を模擬。(代表炉が手動切替に対して、泊1,2は自動切替)						

添付 4-3(1) 代替再循環 (概念図) (代表炉: 伊方 2 号炉)



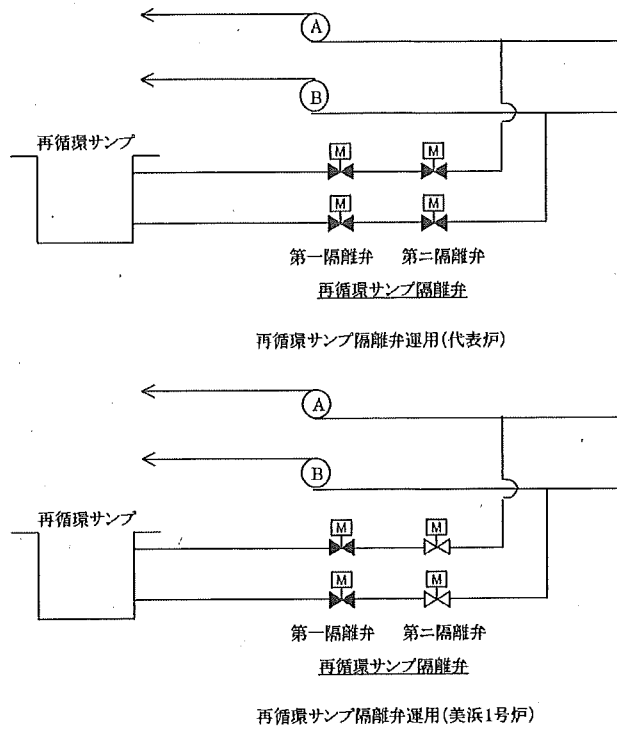
添付 4-3(2) 代替再循環 (概念図) (泊 1, 2 号炉)



添付 4-4 泊 1, 2 号炉を模擬したモデルでの定量評価結果 (AM 後)

AM前後の解析結果												
対象プラント	電気事業者						原子力安全基盤機構(JNES)					
	代表炉			泊1,2号炉			代表炉			泊1,2号炉を模擬したモデル		
	AM前	AM後	AM後/AM前	AM前	AM後	AM後/AM前	AM前	AM後	AM後/AM前	AM前	AM後	AM後/AM前
炉心損傷頻度(/炉年)	1.4E-06	6.0E-07	0.4	8.4E-07	3.5E-07	0.4	1.3E-06	4.6E-07	0.4	5.8E-07	2.2E-07	0.4
泊1,2号炉を模擬したモデル : 代表炉(JNES)に対して、代替再循環をタイライン方式とする(代表炉はポンプ新設)												

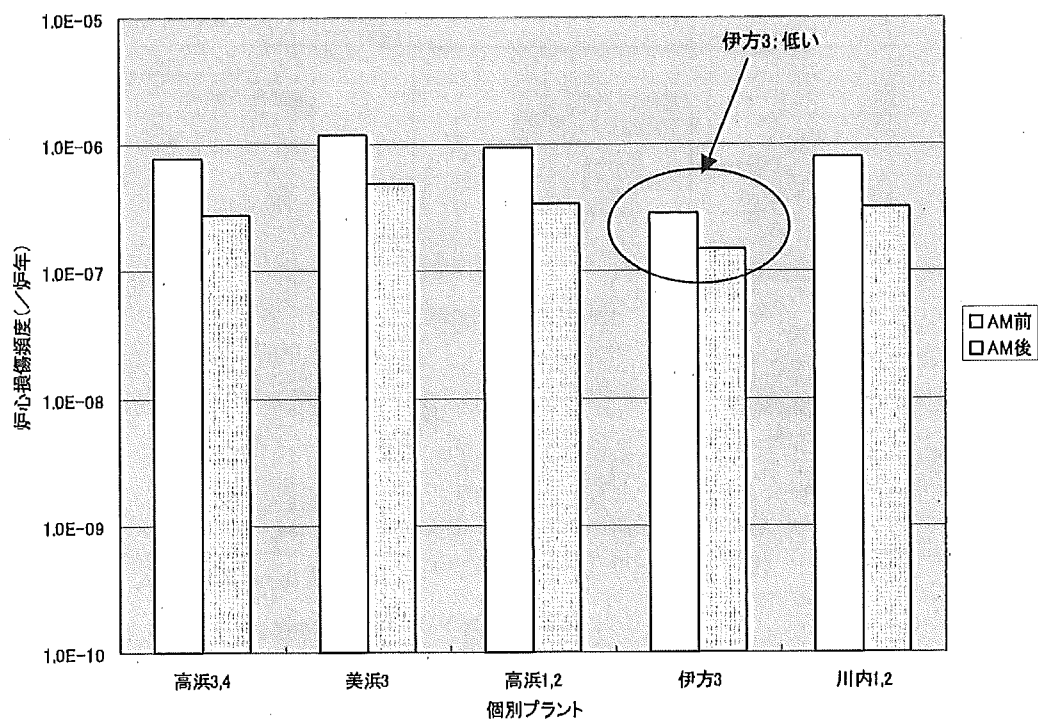
添付 4-5 再循環サンブ隔離弁の構成概略図



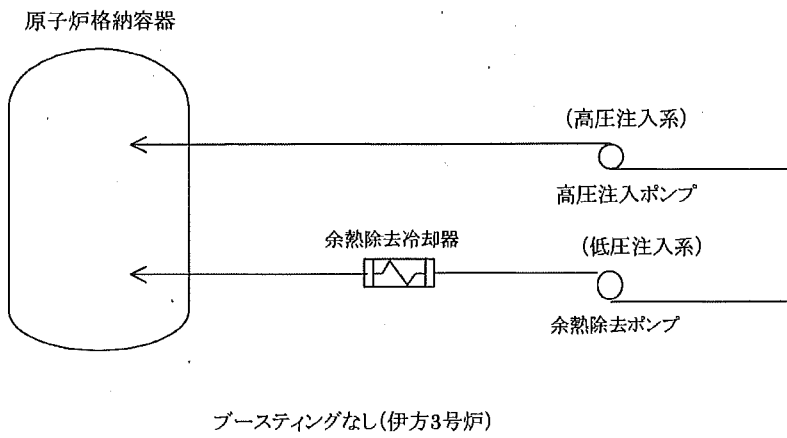
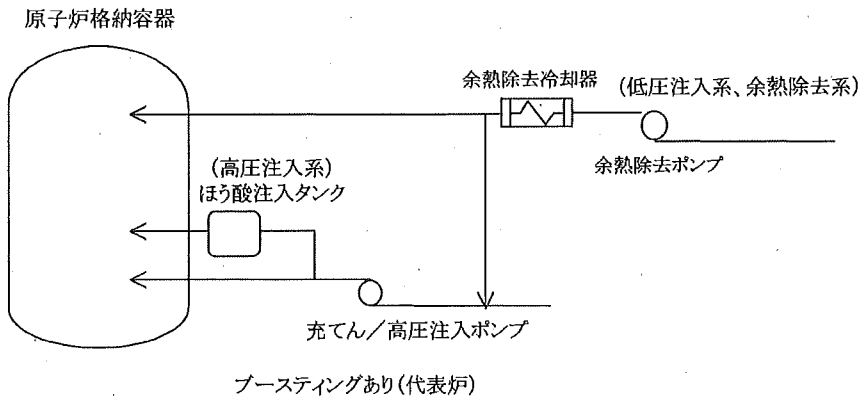
添付 4-6 美浜1号炉を模擬したモデルでの定量評価結果

AM前の炉心損傷頻度の比較						
対象プラント	電気事業者			原子力安全基盤機構(JNES)		
	代表炉 (伊方2号炉)	美浜1号炉	美浜1号炉 /代表炉	代表炉 (伊方2号炉)	美浜1号炉を模擬 したモデル	美浜1号炉 /代表炉
炉心損傷頻度(/炉年)	1.4E-06	7.4E-07	0.5	1.3E-06	1.1E-06	0.8
美浜1号炉を模擬したモデル：代表炉(JNES)に対して、再循環サンブ隔離弁(2弁直列)のうち1弁を開運用とする						

添付 4-7 ドライ型 3 ループ炉における炉心損傷頻度の比較



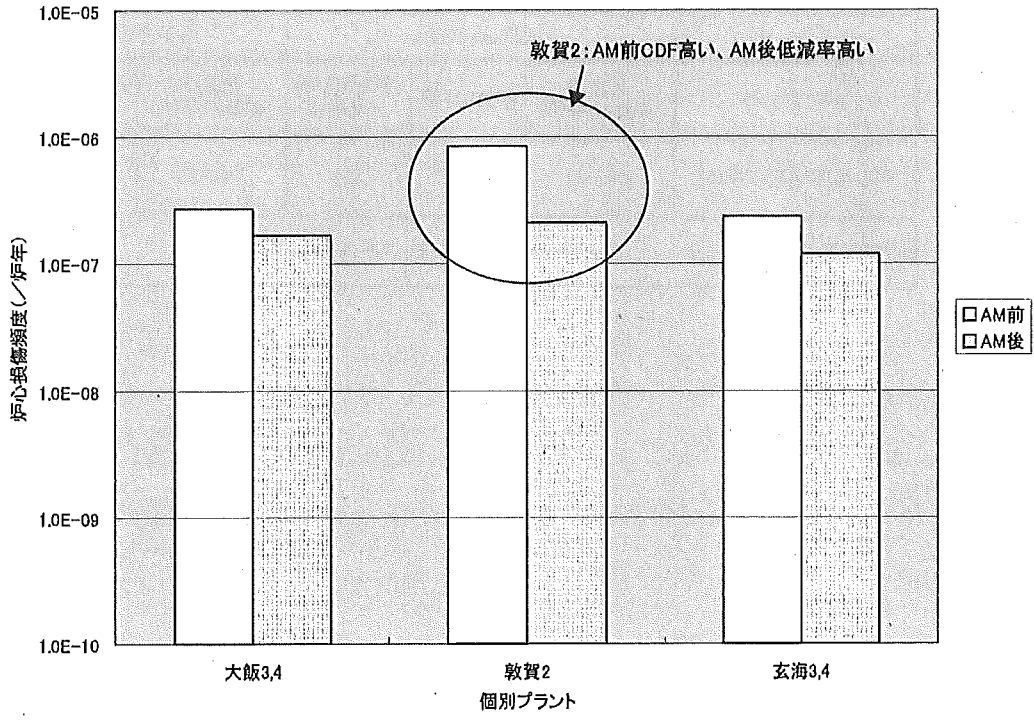
添付 4-8 ブースティング概念図



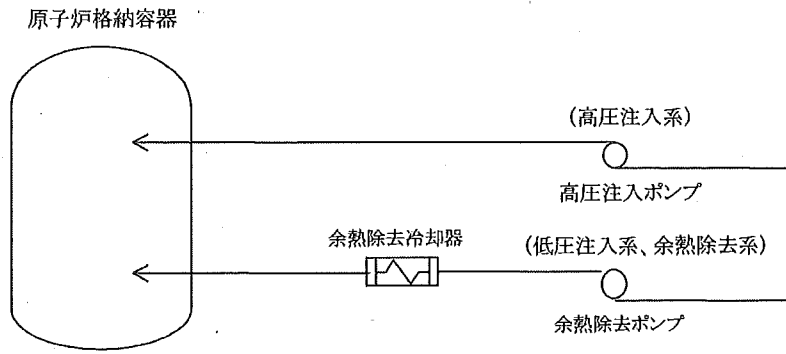
添付 4-9 伊方 3 号炉を模擬したモデルでの定量評価結果

AM前の炉心損傷頻度の比較						
対象プラント	電気事業者			原子力安全基盤機構(JNES)		
	代表炉 (高浜3,4号炉)	伊方3号炉	伊方3号炉 ／代表炉	代表炉 (高浜3,4号炉)	伊方3号炉を模擬 したモデル	伊方3号炉 ／代表炉
炉心損傷頻度(/炉年)	7.8E-07	2.9E-07	0.4	7.8E-07	4.8E-07	0.6
伊方3号炉を模擬したモデル : 代表炉(JNES)に対して、プースティング無しとする						

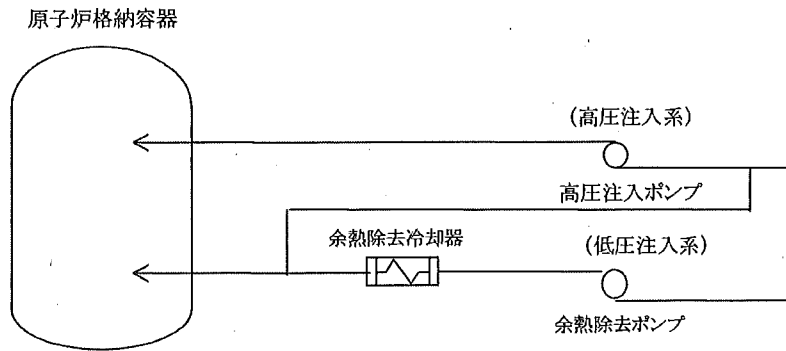
添付 4-10 ドライ型 4 ループ炉における炉心損傷頻度の比較



添付 4-11 ブースティング概念図

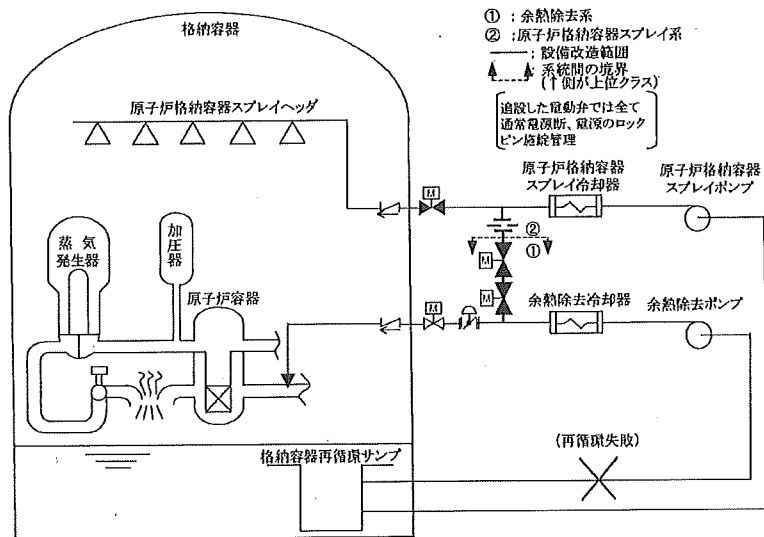


ブースティングなし(代表炉)

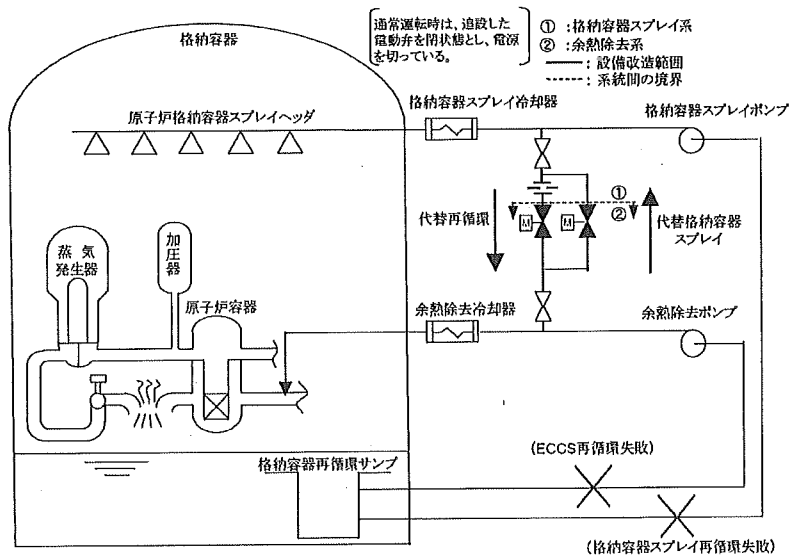


ブースティングあり(敦賀2号炉)

添付 4-12(1) 代替再循環 (概念図) (代表炉: 大飯 3, 4 号炉)



添付 4-12(2) 代替再循環 (概念図) (敦賀 2 号炉)



両トレイン(A及びBトレイン)にタイラインを整備

添付 4-13 敦賀 2 号炉を模擬したモデルでの定量評価結果

AM前の炉心損傷頻度の比較						
対象プラント	電気事業者			原子力安全基盤機構 (JNES)		
	代表炉 (大飯3,4号炉)	敦賀2号炉	敦賀2号炉 /代表炉	代表炉 (大飯3,4号炉)	敦賀2号炉を模擬 したモデル	敦賀2号炉 /代表炉
炉心損傷頻度 (/炉年)	2.7E-07	8.4E-07	3.1	2.6E-07	5.3E-07	2.1
敦賀2号炉を模擬したモデル : 代表炉(JNES)に対して、プースティングを必要とする						
AM前後の解析結果						
	電気事業者		原子力安全基盤機構 (JNES)			
	代表炉	敦賀2号炉	代表炉	敦賀2号炉を 模擬したモデル		
	AM後/AM前	AM後/AM前	AM後/AM前	AM後/AM前		
EGCS再循環機能喪失	0.5	0.1	0.3	0.1		
敦賀2号炉を模擬したモデル : タイライン設置による代替再循環を両トレインに整備する						